

ESTUDIO COMPARATIVO DE LA SEGURIDAD DE CUATRO TIPOS DE CENTRALES PWR DE LA GENERACIÓN III+

MEMORIA

Autor: José Luis Tejedor Sánchez

Director: Carlos Tapia Fernández
(Departament de Física i Enginyeria Nuclear)

Convocatòria: Juny del 2013



**Màster Interuniversitari UB-UPC
d'Enginyeria en Energia**

Màster Interuniversitari UB-UPC d'Enginyeria en Energia

Sol·licitud d'acceptació de presentació del Treball Final de Màster i sol·licitud de defensa pública.

Alumne: José Luis Tejedor Sánchez

DNI: 46555653

Títol: ESTUDIO COMPARATIVO DE LA SEGURIDAD DE CUATRO TIPOS DE CENTRALES PWR
DE LA GENERACIÓN III+

Director: Carlos Tapia Fernández

Acceptació de la presentació del Treball:

Confirmo l'acceptació de la presentació del Treball Final de Màster.

Per a que consti,

TAPIA FERNÁNDEZ, CARLOS

Cognoms, nom (director del Treball)

Sol·licito:

La defensa pública del meu Treball Final de Màster.

Per a que consti,

TEJEDOR SÁNCHEZ, JOSÉ IUIS

Cognoms, nom (Alumne)

Barcelona, 17 de maig del 2013

ÍNDICE

1. INTRODUCCIÓN.....	1
2. LA SEGURIDAD EN LAS CENTRALES NUCLEARES	4
2.1. Principios fundamentales de seguridad.....	4
2.2. Requisitos de seguridad.....	5
2.3. Defensa en profundidad.....	6
2.4. Estados de una central nuclear.....	8
2.5. Conceptos básicos de seguridad de las centrales nucleares.....	8
2.6. Sistemas activos de seguridad.....	9
2.7. Sistemas pasivos de seguridad.....	10
2.7.1. Sistemas pasivos de seguridad para la extracción del calor residual del núcleo	12
2.7.2. Sistemas pasivos de seguridad para la refrigeración de la contención.....	16
3. AP1000 (Advanced Passive PWR).....	19
3.1 Aspectos generales.....	19
3.2. Descripción de los sistemas nucleares.....	20
3.2.1. Circuito primario y sus principales características.....	20
3.2.2. Núcleo del reactor y el diseño del combustible	21
3.2.3. Manipulación del combustible y sistemas de transferencia	22
3.2.4. Componentes del circuito primario.....	22
3.2.5. Sistemas auxiliares del reactor	24
3.3. Modos de operación.....	25
3.4. Instrumentación y sistemas de control.....	26
3.5. La seguridad en el AP1000	27
3.5.1. Requerimientos de seguridad y filosofía del diseño	27
3.5.2. Sistemas de seguridad del AP1000.....	28
3.5.3. Sistemas de suministro eléctrico relacionados con la seguridad	33
3.6. Edificios y estructuras del AP1000.....	34
3.6.1. Distribución de los edificios	34
3.6.2. Edificio de contención	35
3.6.2. Edificio auxiliar	36
4. EPR (European Pressurized Water Reactor).....	37
4.1. Aspectos generales.....	37
4.2. Descripción de los sistemas nucleares.....	38
4.2.1. Circuito primario y sus principales características.....	38
4.2.2. Núcleo del reactor y diseño del combustible	39
4.2.3. Manipulación del combustible y sistemas de transferencia	40
4.2.4. Componentes del circuito primario.....	40
4.2.5. Sistemas auxiliares del reactor	42
4.3. Modos de operación.....	44
4.4. Sistemas de instrumentación y control	44
4.5. La seguridad en el EPR	46
4.5.1. Requerimientos de seguridad y filosofía del diseño	46
4.5.2. Sistemas de seguridad del EPR	48
4.5.3. Gestión de accidentes severos.....	51

4.5.4. Sistemas eléctricos relacionados con la seguridad.....	52
4.6. Edificios y estructuras.....	
4.6.1. Disposición de los edificios.....	52
4.6.2. Edificio de contención	53
5. APR1400 (Advanced Power Reactor 1400)	55
5.1. Aspectos generales.....	55
5.2. Descripción de los sistemas nucleares.....	56
5.2.1. Circuito primario y sus principales características.....	56
5.2.2. Núcleo del reactor y diseño del combustible	57
5.2.3. Manipulación del combustible y sistemas de transferencia	58
5.2.4. Componentes del circuito primario.....	58
5.2.5. Sistemas auxiliares del reactor	61
5.3. Modos de operación.....	62
5.4. Instrumentación y sistemas de control.....	62
5.5. La seguridad en el APR1400	63
5.5.1. Requerimientos de seguridad y filosofía de diseño	63
5.5.2. Sistemas de seguridad del APR1400	63
5.5.3. Sistemas eléctricos relacionados con la seguridad.....	66
5.5.4. Gestión de accidentes severos.....	66
5.6. Edificios y estructuras.....	67
5.6.1. Disposición de los edificios.....	67
5.6.2. Edificio de contención	68
5.6.3. Edificio de turbinas	69
5.6.4. Edificio auxiliar	69
5.6.5. Edificio común	69
6. VVER-1200 (V-392).....	70
6.1. Aspectos generales.....	70
6.2. Descripción de los sistemas nucleares.....	71
6.2.1. Circuito primario y sus principales características.....	71
6.2.2. Núcleo del reactor y diseño del combustible	72
6.2.3. Manipulación del combustible y sistemas de transferencia	73
6.2.4. Componentes del circuito primario.....	73
6.2.5. Sistemas auxiliares del reactor	75
6.3. Modos de operación.....	76
6.4. Instrumentación y sistemas de control.....	76
6.5. La seguridad en el VVER-1200.....	77
6.5.1. Requerimientos de seguridad y filosofía del diseño	77
6.5.2. Sistemas de seguridad del VVER-1200	78
6.6. Edificios y estructuras.....	82
6.5.1. Disposición de los edificios.....	82
6.5.2. Edificio de contención	82
7. ANÁLISIS COMPARATIVO Y CONCLUSIONES	84
7.1. Análisis comparativos de los cuatro diseños	84
7.2. Estado actual	87
7.3. Conclusiones	88
REFERENCIAS	89

1. INTRODUCCIÓN

La necesidad creciente de energía eléctrica en el mundo especialmente en países superpoblados de Asia como China e India ha supuesto un nuevo despertar de la energía nuclear como medio estratégico de producción de energía. Los elevados y oscilantes precios del petróleo y del gas provenientes a menudo de países con poca estabilidad política han ayudado a levantar el veto implícito a la construcción de nuevas centrales en Estados Unidos y algunos países de Europa Occidental debido a que los accidentes de Three Mile Island (TMI) en Pensilvania (Estados Unidos) en 1979 y Chernobyl (Ucrania, antigua URSS) en 1986 supusieron un cambio radical en la visión de una parte importante de la sociedad sobre la conveniencia de esta forma de generación de energía. Cuando se habían cumplido 25 años después del desastre de la central soviética, otro desastre nuclear situó la energía nuclear durante semanas en la cabecera de la mayoría de los medios de información de todo el mundo. El accidente de la central nuclear de Fukushima Daiichi a consecuencia del terremoto del 11 de marzo de 2011 volvió a poner en el disparadero, especialmente en Europa Occidental la conveniencia de la energía nuclear.

Pero parece ser que este último golpe no ha sido tan dañino para los partidarios de la energía nuclear como una fuente de producción de energía eléctrica fiable, competitiva y limpia, en el sentido que no se producen, en su funcionamiento, emisiones de CO₂. Además, una vez pasadas las primeras etapas de consternación por el accidente se impusieron las valoraciones objetivas. El número de víctimas mortales o heridos de gravedad debido al accidente nuclear es ridículo respecto a los números globales ocasionados por el terremoto de magnitud 9,0 en la escala de Richter y el posterior tsunami que alcanzó las costas niponas. Por otro lado, la central de Fukushima Daiichi no estaba diseñada para hacer frente a un terremoto tal magnitud ni a un tsunami tan devastador. Además, los sistemas de seguridad de esta central no eran ni por asomo de los más modernos y la gestión del accidente por parte de la empresa propietaria (TEPKO) no puede considerarse precisamente ejemplar.

La central de Fukushima Daiichi utilizaba como reactor (el elemento de una central nuclear donde se genera el calor) uno perteneciente al tipo de reactores de agua ligera (LWR), es decir aquellos que utilizan agua (H₂O) como refrigerante (el fluido que se calienta en el reactor y transporta el calor) y moderador (substancia que posibilita la reacción en cadena en el interior del reactor). En todo el mundo existen (a fecha de 31 de diciembre del 2011) 435 reactores nucleares conectados a la red eléctrica en funcionamiento de los cuales 354 (el 81,4%) son de agua ligera. Si se consideran las cifras respecto de la potencia eléctrica suministrada, la proporción se sitúa en el 88,4%. Las causas del predominio de este tipo de reactores son de tipo económico (el agua es un elemento barato y fácil de gestionar) y de seguridad (la capacidad de moderación disminuye a medida que aumenta la temperatura). Los reactores de agua ligera se dividen en dos tipos de tecnologías; la tecnología que utilizaba la central de Fukushima Dai-ichi es la conocida como reactor de agua en ebullición (BWR) en la que el agua que sale del reactor es vapor a presión que se dirige, después de un tratamiento, a la turbina para licuarse y volver al reactor.

El otro tipo de tecnología de reactor de agua ligera es el conocido como reactor de agua a presión (PWR). En estos reactores el agua que sale del reactor también está en estado líquido (debido a que está a una gran presión) pero a una temperatura más alta que la del agua que entra. El calor se transfiere mediante unos intercambiadores de calor conocidos como generadores de vapor a otro circuito intermedio, conocido como circuito secundario, donde se genera el vapor a presión que se dirigirá a la turbina. En ambas tecnologías el movimiento de la turbina hará girar el eje de un alternador y, de esta manera, se generará energía eléctrica.

Aproximadamente el 76% de los reactores de agua ligera en funcionamiento son del tipo PWR y son con diferencia el grupo más numeroso (270) de reactores nucleares para la producción energética. Los defensores de este tipo de tecnología argumentan que este tipo de reactor es más seguro porque el agua radiactiva se concentra en un circuito cerrado, conocido como circuito primario, formado por el reactor, el generador de vapor, las bombas que posibilitan la circulación del refrigerante y las tuberías de conexión de estos elementos. El agua del circuito secundario no es radiactiva y, por tanto, las turbinas no serán elementos sucios, es decir, que contengan una cantidad apreciable de isótopos

radiactivos. Entre los inconvenientes están los de índole económica, ya que las centrales con este tipo de reactores requieren de un volumen mayor de instalaciones.

El estado actual de las cosas indica una predilección aún más acusada por los reactores de agua a presión. La gran experiencia de operación en muchos países, las mejoras continuas en materia de seguridad y el historial de accidentes (el desastre de Fukushima Dailchi ha sido mucho peor que el de TMI que era de tecnología PWR) lleva a que los reactores de agua a presión sean los preferidos por la mayoría de empresas y gobiernos dispuestos a construir centrales nucleares. El 81,5 % de las centrales nucleares en construcción corresponden a tecnologías PWR. Un ejemplo significativo es China, el país con más reactores en construcción (26), donde todos son del tipo PWR. Únicamente Japón está construyendo reactores BWR. La tabla 1.1 muestra la tecnología y la potencia eléctrica proporcionada de los reactores que se están construyendo en el mundo.

País	PWR		BWR		PHWR		LWGR		FBR		TOTAL	
	Nº	MW _e	Nº	MW _e	Nº	MW _e	Nº	MW _e	Nº	MW _e	Nº	MW _e
ARGENTINA					1	692					1	692
BRASIL	1	1245									1	1245
BULGARIA	2	1906									2	1906
CHINA	26	26620									26	26620
ESLOVAQUIA	2	782									2	782
EE.UU	1	1165									1	1165
FINLANDIA	1	1600									1	1600
FRANCIA	1	1600									1	1600
INDIA	2	1834			4	2520			1	470	7	4824
JAPÓN			2	2650							2	2650
REP. DE COREA	5	5560									5	5560
PAKISTÁN	2	630									2	630
RUSIA	8	6484					1	915	1	789	10	8188
UCRANIA	2	1900									2	1900
TOTAL	53	51326	4	5250	5	3212	1	915	2	1259	65	61962

Tabla 1.1. Tipo y potencia eléctrica de los reactores en construcción a 31 de dic. de 2011

Los diseños de reactores nucleares se clasifican usualmente por la “generación”; esto es, Generación I, II, III, III+, y IV. La Generación I corresponde a los primeros diseños desarrollados entre la décadas de 1950 y 1960 para el uso civil de la energía nuclear.

La Generación II corresponde a los diseños posteriores desarrollados con el objetivo de ser económicos y fiables. La vida operacional de estas centrales se calculó para unos 40 años y constituyen la inmensa mayoría de reactores en operación en el mundo. Prototipos de esta segunda generación son los reactores de agua a presión, de agua en ebullición, reactores avanzados refrigerados por gas (AGR), y reactores de agua pesada a presión como el CANDU.

Los reactores nucleares de la Generación III son esencialmente reactores de la Gen II con un diseño evolucionado, presentando importantes mejoras en el diseño. Estas mejoras se encuentran en la tecnología del combustible, la eficiencia térmica, la construcción modular, los sistemas de seguridad (especialmente en los denominados sistemas pasivos), y el diseño estandarizado. Se incrementa la vida operacional a 50 o incluso 60 años. El reactor avanzado PWR de 600 MW de la compañía Westinghouse (AP600) fue uno de los primeros diseños de la Gen III. Otro ejemplo es el japonés reactor avanzado de agua en ebullición (ABWR), único diseño operativo de esta generación en la actualidad.

Los diseños de la Generación III+ son desarrollos evolutivos de los reactores de la Generación III que ofrecen mejoras significativas en materia de seguridad y mayor nivel de quemado del combustible, reduciendo el consumo de combustible y los residuos generados. Respecto a la seguridad se incide en aspectos como la minimización de la acción de los operadores en caso de accidente y la mitigación de daños.

La denominada Generación IV corresponde a diseños de reactores en fase experimental con los que se pretenden mejorar aspectos como la eficiencia y el reciclaje del combustible nuclear. No se esperan reactores de esta generación en funcionamiento con anterioridad al 2025.

El objetivo principal de este trabajo consiste en comparar los sistemas de seguridad de cuatro diseños de centrales nucleares del tipo de agua a presión correspondientes a la Generación III+ que se están construyendo en el mundo. Los diseños considerados son el AP-1000 de la compañía Westinghouse de los Estados Unidos, el EPR de la compañía Areva de Francia, el APR-1400 de la compañía Korea Hydro & Nuclear Power de Corea del Sur , y el VVER-1200 de la compañía Hidropress de Rusia.

En el capítulo 2 se presentan en primer lugar conceptos básicos de la seguridad de las centrales nucleares de agua a presión incidiendo especialmente en las características de los sistemas pasivos de seguridad. En los siguientes capítulos, del 3 al 6, se presentan las características de cada uno de los diseños considerados. Finalmente, en el capítulo 7 se realiza un estudio comparativo y se presentan las conclusiones.

En este trabajo no se abordan aspectos importantes como la resistencia a la proliferación. De todos modos, frente a la proliferación estos diseños no aportan esencialmente nada nuevo respecto de los anteriores.

Respecto a las referencias para la realización del trabajo, las fuentes más importantes han sido las publicaciones de la OIEA y las publicaciones de las empresas diseñadoras.

2. LA SEGURIDAD EN LAS CENTRALES NUCLEARES

2.1. Principios fundamentales de seguridad

El Organismo Internacional para la Energía Atómica (OIEA en castellano o IAEA en inglés) publicó en el año 2007 los denominados *Principios fundamentales de seguridad* que establecen un objetivo fundamental de seguridad y diez principios que serán vinculantes para el OIEA en relación con sus actividades y para los Estados en relación con las actividades para las que el OIEA les preste asistencia.

Objetivo de seguridad: *El objetivo fundamental de seguridad es proteger a las personas y el medio ambiente contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes.*

Este objetivo fundamental debe alcanzarse sin restringir indebidamente la instalación de las instalaciones o la realización de actividades que sean fuente de riesgos asociados a las radiaciones.

El objetivo fundamental de seguridad se aplica a todas las instalaciones y actividades y a todas las etapas del ciclo de vida de una instalación o fuente de radiación, a saber, la planificación, la selección del emplazamiento, el diseño, la fabricación, la construcción, la puesta en servicio y la explotación, así como la clausura y el cierre. Ello comprende las actividades conexas de transporte de material radiactivo y gestión de los desechos radiactivos.

Se han formulado diez principios de seguridad, que constituyen la base para elaborar los requisitos y aplicar las medidas de seguridad con el fin de alcanzar el objetivo fundamental de seguridad. Estos principios son:

Principio 1: Responsabilidad de la seguridad

La responsabilidad primordial de la seguridad debe recaer en la persona u organización a cargo de las instalaciones y actividades que generan riesgos asociados a las instalaciones.

Respecto de las instalaciones nucleares esta responsabilidad recaerá en el titular de la licencia.

Principio 2: Función del gobierno

Debe establecerse y mantenerse un marco de seguridad jurídico y gubernamental eficaz, que incluya un órgano regulador independiente.

Principio 3: Liderazgo y gestión en pro de la seguridad

Deben establecerse y mantenerse un liderazgo y una gestión que promuevan eficazmente la seguridad en las organizaciones que se ocupan de los riesgos asociados a las radiaciones, y en las instalaciones y actividades que los generan.

Principio 4: Justificación de las instalaciones y actividades

Las instalaciones y actividades que generan riesgos asociados a las radiaciones deben reportar un beneficio general.

Principio 5: Optimización de la protección

La protección debe optimizarse para proporcionar el nivel de seguridad más alto que sea razonablemente posible alcanzar.

Principio 6: Limitación de los riesgos para las personas

Las medidas de control de los riesgos asociados a las radiaciones deben garantizar que ninguna persona se vea expuesta a un riesgo de daños inaceptable.

Principio 7: Protección de las generaciones presentes y futuras

Deben protegerse contra los riesgos asociados a las radiaciones las personal y el medio ambiente del presente y del futuro.

Principio 8: Prevención de accidentes

Deben desplegarse todos los esfuerzos posibles para prevenir los accidentes nucleares o radiológicos y mitigar sus consecuencias.

Principio 9: Preparación y respuesta en casos de emergencia

Deben adoptarse disposiciones de preparación y respuesta para casos de incidentes nucleares o radiológicos.

Principio 10: Medidas protectoras para reducir los riesgos asociados a las radiaciones existentes o no reglamentados

Las medidas protectoras para reducir los riesgos asociados a las radiaciones existentes o no reglamentados deben justificarse y optimizarse.

2.2. Requisitos de seguridad

Para la obtención del licenciamiento de una central nuclear (dentro de los países pertenecientes a la OIEA) resulta necesario que el diseño cumpla con todos los *requisitos de seguridad*, para poder garantizar la protección de las personas y el medio ambiente. Es evidente, que estos requisitos han de ser revisados y modificados cada cierto tiempo debido a los nuevos conocimientos y avances tecnológicos respecto al ámbito de la seguridad nuclear. De esta manera, los requisitos exigidos en la última publicación de la OIEA se basan en la información y experiencia acumulada hasta 2010. Las lecciones que puedan extraerse del accidente en la central nuclear de Fukushima Daiichi implicarán en el futuro requisitos más exigentes especialmente respecto a la resistencia sísmica.

Se recogen 82 requisitos específicos que se dividen en las siguientes secciones:

1. Gestión de la seguridad en el diseño

En esta sección se establecen los requisitos generales que la organización encargada del diseño ha de cumplir en relación con la gestión de la seguridad en el proceso de diseño.

2. Requisitos técnicos principales

En esta se sección se presentan requisitos referentes a los principales criterios de diseño técnico en materia de seguridad, comprendidos los requisitos vinculados a las funciones de seguridad fundamentales, la aplicación de la defensa en profundidad y las disposiciones relativas a la construcción; los requisitos relativos a las interfaces de la seguridad tecnológica con la seguridad física nuclear y con los sistemas nacionales de contabilidad y control de materiales nucleares; y los requisitos para asegurar que los riesgos radiológicos que se deriven de la central se mantengan en un nivel tan bajo como sea razonablemente posible.

3. Diseño general de la central

En esta sección se establecen los requisitos para el diseño general de la central que permitirán asegurar el cumplimiento de los objetivos de seguridad y la aplicación de los principios de seguridad. En particular, se consideran los requisitos relativos a:

- Base de diseño (categorías de estados de la central, base de diseño de los elementos importantes de seguridad y límites de diseño, sucesos iniciadores postulados, peligros internos y externos, reglas tecnológicas de diseño, accidentes base diseño, condiciones adicionales de diseño, combinaciones de sucesos y fallos, clasificación de seguridad, fiabilidad de los elementos importante s para la seguridad, fallos por causa común, criterio del fallo único y límites y condiciones operacionales para el funcionamiento seguro)

- Diseño para el funcionamiento seguro durante la vida útil de la central
- Factores humanos (diseño para una actuación óptima del operador)
- Otras consideraciones de diseño (sistemas de seguridad únicos entre múltiples unidades de una central nuclear, sistemas de comunicación, salidas de emergencia, diseño de sistemas que contienen materiales fisionables o radiactivos, control de acceso a la central, prevención de interacciones perjudiciales para la seguridad de la central)
- Análisis de seguridad (deterministas y probabilistas)

4. Diseño de sistemas específicos de la central

En esta sección se establecen los requisitos de seguridad relativos a los diferentes sistemas de la central:

- Núcleo del reactor y sistemas conexos (elementos de combustible, estructura y control del núcleo, parada del reactor)
- Sistemas de refrigeración del reactor (diseño de los sistemas de refrigeración, protección contra el exceso de presión de la barrera de presión del refrigerante del reactor, control del inventario y de la depuración del refrigerante, eliminación del calor residual del núcleo del reactor, refrigeración de emergencia del núcleo del reactor y transmisión térmica al sumidero final de calor)
- Estructura de la contención y sistema de contención (sistema de contención del reactor, control de las emisiones radiactivas de la contención, acceso y aislamiento de la contención, y control de las condiciones de la contención)
- Sistemas de instrumentación y control (sistemas de control y protección, separación de estos dos sistemas, equipos informáticos, sala de control y centro de control de emergencias)
- Sistema eléctrico de emergencia
- Sistemas de apoyo y sistemas auxiliares (sistemas de transporte de calor, sistema de protección contra incendios, sistemas de aire acondicionado, sistemas de ventilación, sistemas de aire comprimido, sistemas de iluminación, y equipos de elevación en el techo)
- Otros sistemas de potencia
- Tratamiento de los efluentes radiactivos y los desechos radiactivos
- Sistemas de manipulación y almacenamiento del combustible
- Protección radiológica (diseño de la protección radiológica y medios de vigilancia radiológica)

2.3. Defensa en profundidad

El principal medio de prevenir y mitigar las consecuencias de los accidentes es la “defensa en profundidad”. Ésta consiste fundamentalmente en una secuencia de barreras físicas en el camino a la posible propagación de radiaciones ionizantes, sustancias radiactivas en el medio ambiente y el sistema de medidas técnicas y organizativas en la protección de las fronteras. En el caso de las centrales nucleares el sistema de barreras físicas incluye:

- La matriz de combustible
- El revestimiento de las barras de combustible
- Estanqueidad de fugas en el circuito primario de refrigeración del reactor incluyendo estanqueidad de fugas de la superficie de intercambio de calor de los generadores de vapor y los intercambiadores de calor, diseño de las vasijas y tuberías
- Contención con un foso de hormigón para el reactor y receptor del posible *corium*. La barrera de protección es llevada a cabo por el sistema de seguridad que asegura el cumplimiento de

las principales funciones de seguridad con la ayuda de diversos canales independientes que actúan sobre las bases de los principios de seguridad activa y pasiva.

Los principios específicos cubren funciones críticas de seguridad como:

- Transportar rápidamente al reactor a un estado subcrítico
- Extraer el calor residual del reactor incluyendo los casos con fugas de refrigerante
- Mantener el equilibrio del material refrigerante en la vasija del reactor
- Refrigerar la doble contención de hormigón bajo condiciones de accidente
- Suprimir la emisión de hidrógeno en la contención durante los accidentes
- Localización y refrigeración del combustible fundido durante los accidentes severos

Los sistemas de ingeniería y las medidas organizativas se organizan en cinco niveles de la defensa en profundidad:

Nivel 1

La finalidad del primer nivel de defensa es evitar las desviaciones del funcionamiento normal y el fallo de elementos importantes para la seguridad. Esto exige que la ubicación, el diseño, la construcción, el mantenimiento y la explotación de la central sean correctos y rigurosos, con arreglo a criterios de gestión de calidad y prácticas tecnológicas apropiadas y probadas. Para lograr estos objetivos, se presta gran atención a la selección de códigos y materiales de diseño adecuados, y al control de la calidad de la fabricación de los componentes y la construcción de la central, así como a su puesta en funcionamiento. Las opciones de diseño que reducen la posibilidad de peligros internos contribuyen a la prevención de accidentes en este nivel de defensa. También se presta atención a los procesos y procedimientos relacionados con el diseño, la fabricación, la construcción y la inspección en servicio, el mantenimiento y el ensayo, a la facilidad de acceso para realizar esas actividades, así como a la forma en que se explota la central y la manera en que se aprovecha la experiencia operacional. Este proceso está apoyado por un análisis detallado que determina los requisitos de explotación y mantenimiento de la central y los requisitos de gestión de calidad en relación con las prácticas de explotación y mantenimiento.

Nivel 2

La finalidad del segundo nivel de defensa es detectar y controlar las desviaciones de los estados operacionales normales para evitar que los incidentes operacionales previstos en la central degeneren en condiciones de accidente. Con ello se reconoce que es probable que se produzcan sucesos iniciadores postulados durante la vida operacional de una central nuclear, pese a las precauciones adoptadas para evitarlos. Este segundo nivel de defensa requiere la inclusión de elementos y sistemas específicos en el diseño, la confirmación de su eficacia mediante el análisis de seguridad, y el establecimiento de procedimientos operacionales para evitar esos sucesos iniciadores, o reducir al mínimo sus consecuencias, y devolver la central a un estado seguro.

Nivel 3

Para el tercer nivel de defensa se supone que, aunque sea muy improbable, es posible que ciertos incidentes operacionales previstos o sucesos iniciadores postulados no puedan ser controlados en un nivel anterior y se produzca un accidente. En el diseño de la central se prevén esos accidentes, de lo que se deriva el requisito de incluir elementos de seguridad inherentes y/o técnicos, sistemas de seguridad y procedimientos que sirvan para evitar daños del núcleo del reactor o emisiones significativas fuera del emplazamiento y permitan devolver la central a un estado seguro.

Nivel 4

La finalidad del cuarto nivel de defensa es mitigar las consecuencias de los accidentes derivados del fallo del tercer nivel de la defensa en profundidad. El objetivo más importante de este nivel es garantizar la función de confinamiento, asegurando así que las emisiones radiactivas se mantengan en el nivel más bajo que sea razonablemente posible.

Nivel 5

El quinto y último nivel de defensa tiene por objetivo mitigar las consecuencias radiológicas de las emisiones radiactivas que podrían producirse en condiciones de accidente. Esto requiere disponer de un centro de control de emergencias adecuadamente equipado y de planes y procedimientos de emergencia tanto en el emplazamiento como fuera de él.

2.4. Estados de una central nuclear

Los estados de una central considerados en el diseño se dividen en *estados operacionales* y *condiciones de accidente*. Los estados operacionales se dividen, a su vez, en *funcionamiento normal* e *incidentes operacionales previstos*. Las condiciones de accidente son alteraciones del funcionamiento normal que son menos frecuentes y más graves que los incidentes operacionales previstos, e incluyen los *accidentes base de diseño* y las *condiciones adicionales de diseño*.

Un accidente base de diseño es un accidente que da lugar a las condiciones de accidente para las que la instalación fue diseñada con arreglo a criterios de diseño establecidos y una metodología conservadora, y para las cuales las emisiones de material radiactivo se mantienen dentro de los límites aceptables.

Las condicionales adicionales de diseño (término que sustituye al de accidente que sobrepasa al de base de diseño) son las condiciones que no han sido consideradas para los accidentes base de diseño, pero que son tenidas en cuenta en el proceso de diseño de la instalación conforme a la metodología de estimación óptima, y para las cuales las emisiones de material radiactivo se mantienen dentro de límites aceptables. Las condiciones adicionales de diseño podrían abarcar condiciones de accidentes graves o severos.

Un *estado controlado* es un estado de la central, posterior a un incidente operacional previsto o a condiciones de accidente, en el que pueden garantizarse las funciones de seguridad fundamentales y que puede mantenerse durante un período suficiente para aplicar disposiciones con miras a alcanzar un estado seguro.

Un *estado seguro* es un estado de la central, posterior a un incidente operacional previsto o a condiciones de accidente, en el que reactor se encuentra en estado subcrítico y las funciones de seguridad fundamentales pueden garantizarse y mantenerse estables durante un período prolongado.

2.5. Conceptos básicos de seguridad de las centrales nucleares

Los actuales reactores destinados a la producción de energía eléctrica utilizan una combinación de características de seguridad inherentes y sistemas de seguridad desarrollados mediante ingeniería, cuya función puede ser activa o pasiva.

El término de *seguridad inherente* o intrínseca se refiere a la capacidad de alcanzar la seguridad por medio de la eliminación o exclusión de riesgos inherentes a través de la elección del diseño fundamental conceptual de la central nuclear. Los riesgos potenciales inherentes en una central nuclear incluyen productos radiactivos de fisión y su calor residual asociado, el exceso de reactividad y su potencial asociado para las excursiones de potencia, y la liberación de energía a alta temperatura, altas presiones y reacciones químicas enérgicas. Resulta necesaria la eliminación de todos estos riesgos para hacer inherentemente segura la central nuclear. Esto resulta imposible para los reactores destinados a la producción de energía. Por otra parte, cuando es posible la eliminación de alguno de los riesgos inherentes la central (o su reactor) presenta una *característica inherente de seguridad*. Esta seguridad es de carácter determinista y no probabilista.

Por ejemplo, los reactores de agua ligera tienen dos características inherentes de seguridad: un coeficiente de temperatura negativo y un coeficiente de huecos negativos. El primero significa que más allá de un nivel óptimo, cuando se produce un aumento de la temperatura disminuye la eficiencia de la reacción lo permite controlar los niveles de potencia. El segundo significa que si se forma vapor

en el agua de refrigeración entonces se produce una disminución de la capacidad moderadora lo que produce que menos neutrones puedan causar fisiones y, consecuentemente, la reacción se ralentiza automáticamente.

Cuando un riesgo inherente no ha sido eliminado las centrales nucleares deben dotarse de sistemas de seguridad desarrollados mediante ingeniería, estructuras o componentes en el diseño para hacer que su utilización sea aceptable sin asumir riesgos indebidos. Estas dotaciones pretenden prevenir, mitigar, o contener accidentes potenciales. Aunque un objetivo de sus diseños es hacerlos altamente fiables, están sujetos a fallos (aunque sea muy baja la probabilidad de tal fallo).

El *periodo de gracia* es el periodo de tiempo durante el cual la función de seguridad está asegurada sin la necesidad de la acción del personal en el evento de un incidente/accidente.

Los *puntos de tarado del sistema de seguridad* son niveles para los que los sistemas de seguridad se activan automáticamente en caso de incidentes operacionales previstos o accidentes base de diseño, para evitar que se rebasen los límites de seguridad.

Los conceptos de *seguridad activa* y *pasiva* describen la manera en que los sistemas de seguridad, las estructuras o los componentes funcionan y se distinguen por su dependencia o no de elementos mecánicos externos, fuentes externas de suministro eléctrico, señales o fuerzas. La ausencia de tales dependencias en la seguridad pasiva significa que la dependencia de estos sistemas descansa en las leyes de la naturaleza, las propiedades de los materiales y en energía almacenada internamente. Algunas de las causas de fallo de los sistemas activos, tales como la falta de la acción humana o el fallo de suministro eléctrico, no suceden en los sistemas pasivos. De todos modos, es importante destacar que los dispositivos pasivos permanecen sujetos a otra clase de fallos, como los fallos mecánicos o los estructurales, o una interferencia humana voluntaria. De esta manera, seguridad pasiva no es un sinónimo de seguridad inherente.

2.6. Sistemas activos de seguridad

Cualquier sistema de seguridad que no es pasivo es activo. Los sistemas activos se basan en la apropiada definición de un problema, y la consiguiente aplicación de sensores y controles que proporcionen indicadores con los cuales se pueda implementar una respuesta prescrita. Los sistemas activos de seguridad se encuentran presentes en todas las centrales nucleares.

El tipo más directo de seguridad activa es el *sistema de protección del reactor*, que está diseñado para terminar con la reacción nuclear. Este sistema consiste en barras de control que pueden insertarse directamente en el núcleo del reactor, y en fluidos que fluyen a través del núcleo. Estas dos formas de terminar con la reacción nuclear utilizan elementos y componentes preparados para absorber neutrones sin experimentar fisiones. Los materiales más comunes para las barras de control son aleaciones de plata-indio-cadmio o aleaciones de boro en los reactores de agua a presión (PWR). En estos reactores, la concentración de boro en el refrigerante es controlada activamente para mantener un nivel deseado de la reacción.

Las barras de control y la inyección de fluidos se utilizan para controlar y terminar la reacción nuclear, pero en el evento de apagado, se requieren otros sistemas para extraer el calor residual del núcleo. El agua líquida es el refrigerante más común y debe estar en contacto permanente con las barras de combustible del núcleo y así evitar un sobrecalentamiento. Se necesitan bombas para hacer circular el agua de refrigeración. En la mayoría de los reactores activos, la fuente de energía que controla las bombas debe protegerse también.

Se han destinado grandes esfuerzos en implementar mecanismos de seguridad adicionales para proteger el núcleo de sobrecalentamiento durante una parada. La redundancia más directa es la inyección de refrigerante a alta presión en la vasija de presión del reactor a alta presión. Las bombas se disparan si el nivel de refrigerante en la vasija del reactor cae por debajo de un cierto límite, y por tanto, requiere un seguimiento activo y preciso de los niveles del refrigerante para ser efectivo.

Sistemas de rociadores de alta presión y de baja presión conocidas como 'spargers' inyectan agua directamente en las barras de combustible para suprimir la generación de vapor en reactor despresurizado. Esto es particularmente importante en escenarios de inundación ya que la generación activa de vapor sobre la superficie de las barras de combustible impide la refrigeración del fluido.

Muchos accidentes de reactores nucleares han sido consecuencia de una pérdida de suministro eléctrico externo, que implica un fallo en el control de los sistemas de emergencia del reactor. La forma más simple y común de mantener el suministro eléctrico durante una emergencia es mediante generadores diesel, típicamente más de uno para proporcionar redundancia, aunque esta solución no es viable en caso de una pérdida rápida de suministro eléctrico, o si la fuente externa es necesaria para un largo período de tiempo (como en Fukushima Daiichi). Los volantes de inercia son dispositivos que almacenan energía mecánica rotacional durante la operación normal y liberan la energía de forma espontánea si la fuente de rotación es interrumpida, tales como apagones eléctricos o en aplicaciones donde el suministro de energía es discontinuo. La combinación de generadores diesel y volantes de inercia es una manera efectiva de asegurar un suministro continuo, pero solo únicamente es una medida efectiva para cortos periodos de tiempo. Las baterías también son utilizadas en el evento de apagado de la central, pero también están limitadas a cortos periodos de tiempo y no pueden ser recargadas en ausencia de suministro eléctrico externo.

2.7. Sistemas pasivos de seguridad

Un sistema pasivo de seguridad es cualquier sistema que está compuesto enteramente de componentes pasivos y estructuras o un sistema que utiliza componentes activos de una manera muy limitada que permitan iniciar una operación pasiva. Se han establecido cuatro categorías para distinguir los diferentes grados de pasividad.

Categoría A

Esta categoría está caracterizada por:

- la no existencia de *inputs* de 'inteligencia'
- la no existencia de fuentes externas de energía o fuerzas
- la no existencia de partes mecánicas en movimiento, y
- la no existencia de ningún fluido de trabajo en movimiento.

Ejemplos característicos de seguridad incluidos en esta categoría son las barreras físicas que se establecen contra la liberación de los productos de fisión, tales como el revestimiento del combustible nuclear y los sistemas de la frontera de presión; el refuerzo de las estructuras para proteger la central contra terremotos y otros eventos externos como inundaciones, impactos de aeronaves o de misiles ; los sistemas de refrigeración del núcleo que se basan únicamente en la radiación y/o la conducción del calor desde el combustible nuclear a partes estructurales más externas, con el reactor en estado de apagado caliente; y componentes estáticos de sistemas pasivos relacionados con la seguridad (tubos, presionadores, acumuladores, etc.), además de partes estructurales como soportes y blindajes.

Categoría B

Esta categoría está caracterizada por:

- la no existencia *inputs* de 'inteligencia'
- la no existencia de fuentes externas de energía o fuerzas
- la no existencia de partes mecánicas en movimiento, pero
- existen fluidos de trabajo en movimiento.

Ejemplos característicos de seguridad incluidos en esta categoría son:

- ◆ Los sistemas de apagado o de refrigeración de emergencia del reactor basados en la inyección de agua borada producido por la perturbación del equilibrio hidrostático entre la frontera de presión y el una piscina de agua externa.
- ◆ Los sistemas de refrigeración de emergencia del reactor basados en la circulación natural de aire o de agua en intercambiadores de calor sumergidos en piscinas de agua (en el interior de la contención) a los que se transfiere directamente el calor residual.
- ◆ Los sistemas de refrigeración de la contención basados en la circulación natural del flujo de aire alrededor de los muros de contención.

Categoría C

Esta categoría está caracterizada por:

- la no existencia de *inputs* de 'inteligencia'
- la no existencia de fuentes externas de energía o fuerzas, pero
- existen partes mecánicas en movimiento con o sin fluidos de trabajo en movimiento.

Ejemplos característicos de seguridad incluidos en esta categoría son:

- ◆ Los sistemas de inyección de emergencia consistentes en acumuladores o tanques de almacenamiento y las líneas de descarga equipadas con válvulas de control.
- ◆ Los dispositivos de protección contra el exceso de presión y/o de refrigeración de emergencia de los sistemas de la frontera de presión basados en la liberación de un fluido a través de válvulas de alivio
- ◆ Los sistemas de purga filtrados a través de la contención
- ◆ Los actuadores mecánicos, como válvulas de control y de alivio.

Categoría D

Esta categoría está caracterizada por:

- la existencia de *inputs* de 'inteligencia' que permitan iniciar procesos pasivos
- la energía que permita iniciar el proceso debe estar almacenada previamente como, por ejemplo, baterías o fluidos elevados
- Los componentes activos están limitados a controles, instrumentación y válvulas que permitan iniciar el sistema pasivo
- Una iniciación manual está excluida.

Ejemplos característicos de seguridad incluidos en esta categoría son:

- ◆ Los sistemas de inyección de emergencia y de refrigeración del núcleo basados en la acción de la fuerza de la gravedad o en nitrógeno comprimido que son iniciados por válvulas eléctricas alimentadas con baterías o válvulas electroneumáticas.
- ◆ Los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo, basados en un flujo de agua que cae por acción gravitatoria, activado por válvulas que se abren en función de la demanda.
- ◆ Los sistemas de apagado de emergencia del reactor basados en la acción gravedad.

2.7.1. Sistemas pasivos de seguridad para la extracción del calor residual del núcleo

Esta sección describe los diferentes tipos de sistemas pasivos de seguridad de los reactores avanzados PWR para extraer el calor residual del núcleo después de un *scram* o parada súbita del

reactor. Algunos de los sistemas pasivos de seguridad que contribuyen a la extracción del calor residual del núcleo son los siguientes:

- Depósitos de inundación del núcleo pre-presurizados (acumuladores)
- Depósitos elevados con lazos de circulación natural (depósitos de compensación del núcleo)
- Depósitos de desagüe por gravedad
- Circulación natural de los generadores de vapor pasivamente refrigerados
- Intercambiadores de calor para la extracción pasiva del calor residual
- Condensadores para la refrigeración pasiva del núcleo
- Sumidero de la circulación natural

Depósitos de inundación del núcleo pre-presurizados (acumuladores)

Los depósitos de inundación del núcleo pre-presurizados o acumuladores, son utilizados en las centrales nucleares existentes y constituyen una parte de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo. Consisten en grandes tanques que tienen aproximadamente un 75% de su volumen lleno con agua borada y el volumen restante lleno con nitrógeno o algún gas inerte presurizado. Como se muestra en la figura 2.1, los contenidos del tanque están aislados del sistema del refrigerante del reactor (RCS) por una serie de válvulas de control que permanecen normalmente cerradas y se abren cuando se aprecia una diferencia significativa de presión entre el RCS y el gas del tanque. En el caso de un accidente por pérdida de refrigerante (LOCA), la presión del núcleo caerá por debajo de la presión del gas del tanque. Como consecuencia se abren las válvulas de control y se produce la descarga del agua borada del núcleo en la vasija del reactor. Este es un sistema pasivo de seguridad de categoría C.

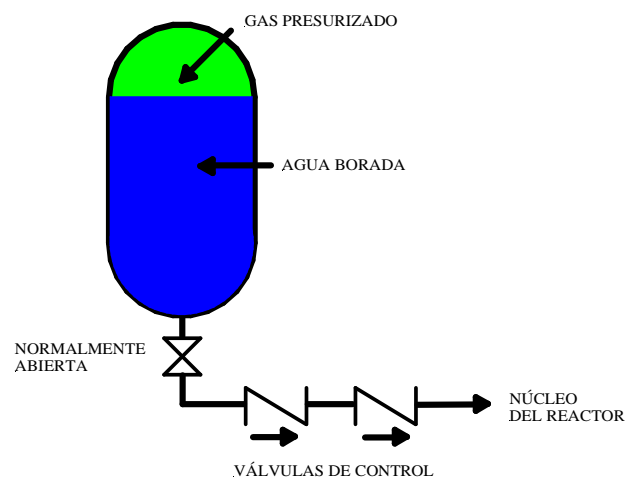


Figura 2.1. Depósito de inundación del núcleo pre-presurizado (acumulador)

Bucles de circulación natural con depósito elevado

Los bucles de circulación natural representan un medio efectivo de proporcionar refrigeración al núcleo. Muchos diseños de reactores avanzados disponen de depósitos elevados conectados a la vasija del reactor o al lazo del primario por la parte superior e inferior del tanque como se muestra en la figura 2.2. Los depósitos están llenos de agua borada para proporcionar inyección de refrigerante al sistema de presión. Los tanques están normalmente aislados de la vasija de reactor por una válvula aislamiento localizada a lo largo de la línea de descarga que parte del fondo del propio depósito.

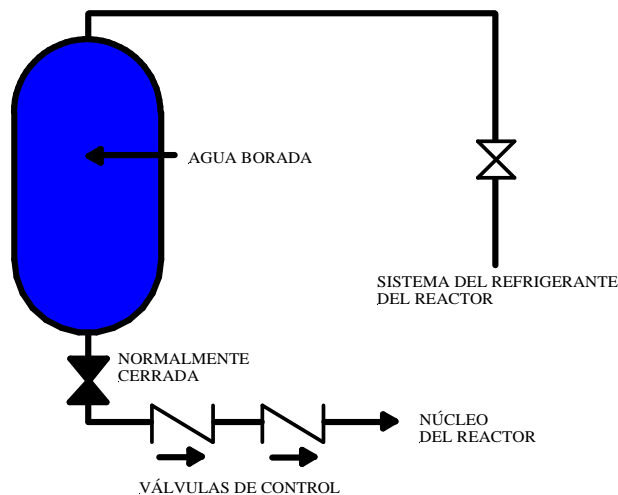


Figura 2.2. Bucle de circulación natural con depósito elevado (depósitos CMT)

En el evento de emergencia, la válvula de aislamiento del fondo se abre para completar el bucle de circulación natural y permitir que agua fría borada fluya al núcleo. Con objeto de reducir el número de tuberías conectadas a la vasija de presión del reactor, la línea de entrega del depósito de compensación del núcleo (CMT) es común a la línea de emergencia de entrega de refrigerante del núcleo. En caso de escenarios de accidente, la entrega del CMT puede comenzar con anterioridad a la entrega del acumulador y finalizar después del vaciado del acumulador. En estas situaciones el flujo de entrega del CMT puede estar afectado por el flujo de entrega del acumulador de forma importante. Aún más, específicamente cuando la línea de entrega del CMT está conectada con la pata fría o la pata caliente (es decir, sin producirse una inyección directa a la vasija), la dirección del movimiento del fluido en la línea de descarga debe ser comprobada ya que existiría la posibilidad de que el líquido del CMT se utilizase para refrigerar el generador de vapor, o en cualquier caso, desviado de su principal misión que es la refrigeración del núcleo. Este es un sistema pasivo de seguridad de categoría D.

Depósitos de desagüe por gravedad

Bajo condiciones de baja presión, se pueden utilizar depósitos elevados con agua fría borada (figura 2.3) para inundar el núcleo mediante la fuerza de la gravedad.

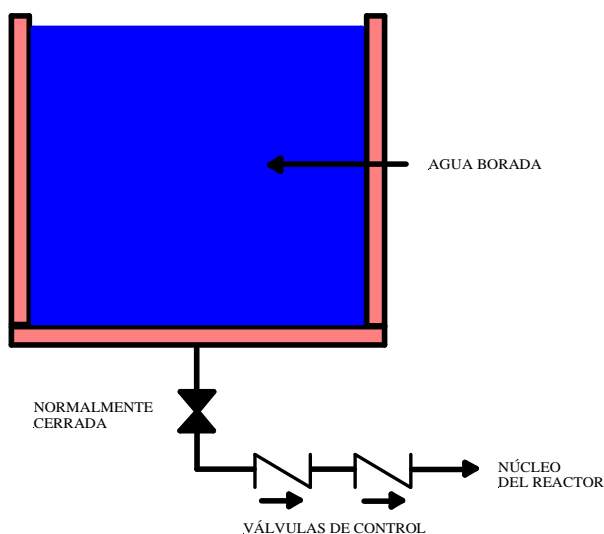


Figura 2.3. Depósito elevado de desagüe por gravedad

En algunos diseños, el volumen de agua en el depósito es suficientemente grande para inundar completamente la cavidad del reactor. Para que la operación del sistema sea posible se requiere que la válvula de aislamiento se abra cuando la presión del fluido exceda a la presión del sistema en una pequeña cantidad. El funcionamiento del tanque de desagüe por gravedad puede ser limitado bajo condiciones del núcleo descubierto debido a la producción de vapor en la región del núcleo. Este es un sistema pasivo de seguridad de categoría D.

Circulación natural de los generadores de vapor pasivamente refrigerados

Algunos diseños avanzados PWR incorporan un sistema de extracción de forma pasiva del calor residual mediante los generadores de vapor (SG). Esto se realiza por la condensación del vapor proveniente del generador de vapor en el interior de un intercambiador de calor sumergido en un tanque de agua o en un sistema refrigerado por aire tal como se muestra en las figuras 2.4 y 2.5, respectivamente. El sistema mostrado en la figura 2.4 tiene características similares a un condensador de aislamiento. Estos son sistemas pasivos de seguridad de categoría D.

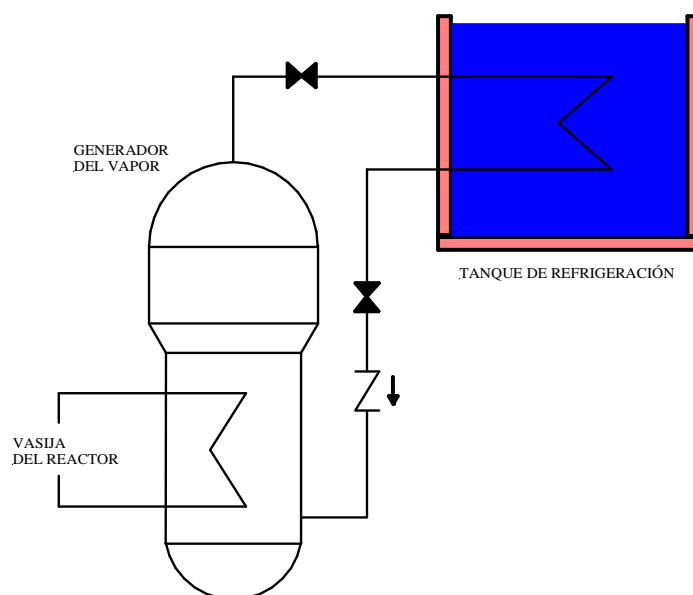


Figura 2.4. Extracción del calor del núcleo utilizando un SG pasivamente refrigerado por agua

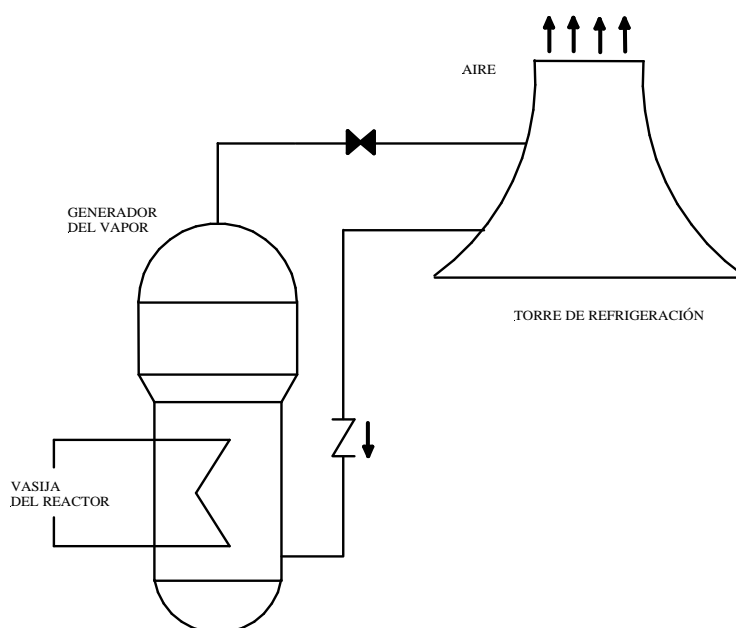


Figura 2.5. Extracción del calor residual del núcleo utilizando un SG pasivamente refrigerado por aire

Intercambiadores de calor para la extracción pasiva del calor residual

Los intercambiadores de calor para la extracción pasiva del calor residual (PRHR) están incorporados en muchos diseños avanzados PWR. Su principal función consiste en extraer el calor residual del núcleo mediante la transferencia de calor usando un bucle de circulación natural de un líquido tal como se muestra en la figura 2.6. El bucle del intercambiador de calor PRHR está normalmente presurizado y preparado para entrar en servicio. El flujo del líquido unifásico es actuado mediante la apertura de la válvula de aislamiento localizada en el fondo del PRHR. Es particularmente útil en situaciones de corte de suministro eléctrico. En general elimina la necesidad de las operaciones 'sangrado y alimentación' para la refrigeración de la central. Este es un sistema pasivo de seguridad de categoría D.

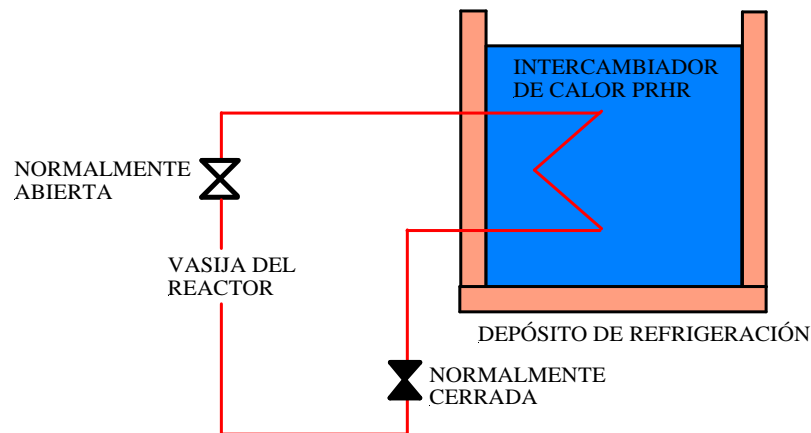


Figura 2.6. Extracción del calor residual de núcleo utilizando un intercambiador de calor refrigerado por agua

Colector de circulación natural

Algunos diseños utilizan la cavidad del reactor y otros compartimientos inferiores de la contención (figura 2.7) como un gran depósito de refrigerante para la refrigeración del núcleo en el evento de una rotura en el circuito primario. De esta manera, el agua perdida del sistema del reactor se acumula en el colector de la contención. El reactor puede quedar completamente sumergido en agua y las válvulas de aislamientos quedan abiertas.

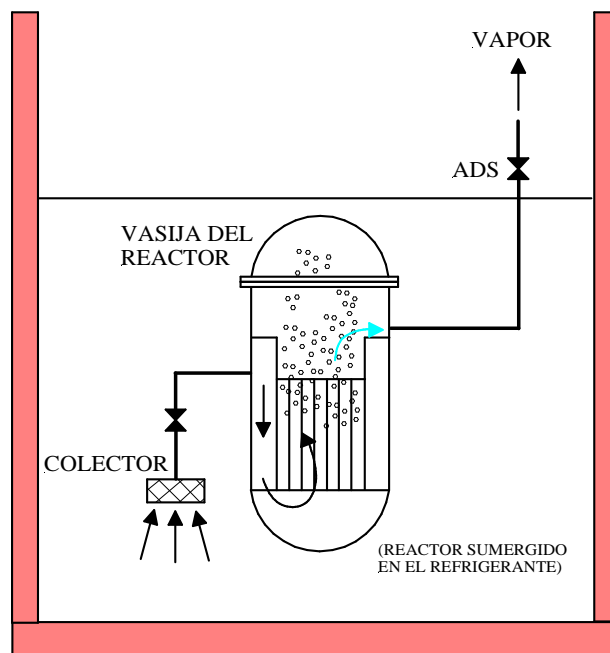


Figura 2.7. Refrigeración del núcleo mediante un colector de circulación natural

El vapor generado en el núcleo viaja hacia arriba a través de una válvula del sistema automático de despresurización (ADS) y descarga directamente en la contención. La diferencia de densidad establecida en la situación representada en la figura 2.7 entre la región del núcleo y la piscina produce una circulación natural que arrastra al agua a través de colector hacia la vasija del reactor y es un sistema adecuado para extraer el calor residual. En algunos diseños, la circulación natural dentro de la vasija del reactor resulta suficiente para extraer el calor residual sin necesidad de la operación ADS. Este es un sistema pasivo de seguridad de categoría D.

2.7.2 Sistemas pasivos de seguridad para la refrigeración de la contención

En esta sección se describen los diferentes tipos de sistemas pasivos de seguridad de los reactores avanzados para extraer el calor de la contención y reducir la presión en su interior en el caso de un accidente con pérdida de refrigerante (LOCA). Los tipos de sistemas pasivos de seguridad que se incorporan para esta función son:

- Sistemas pasivos de supresión de la presión y extracción del calor de la contención
- Rociadores pasivos de la contención

Sistemas pasivos de supresión de la presión y extracción del calor de la contención

Este tipo de sistema pasivo de seguridad utiliza una piscina elevada como un sumidero de calor. El vapor liberado en la contención se condensará en las superficies de los tubos del condensador de la contención y de esta manera se reducirá la presión y se refrigerará la contención. Se presentan tres variaciones de este concepto en las figuras 2.8, 2.9 y 2.10. Estos sistemas pasivos de seguridad son de categorías B y D.

En la primera variación del concepto, figura 2.8, un intercambiador de calor de aire (HEX) está conectado con una piscina localizada en el techo de la contención. El líquido de la piscina fluirá en el interior del HEX y es conducido por un gradiente de gravedad causada por la inclinación del mismo HEX. Se han desarrollado experimentos que confirman la validez de la solución.

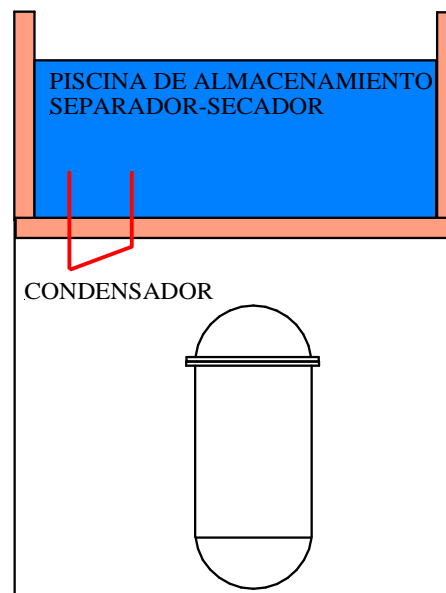


Figura 2.8. Reducción de la presión en la contención y extracción del calor producido como consecuencia de un LOCA mediante la condensación del vapor

En la segunda variación del concepto, figura 2.9, a un bucle cerrado lleno de un líquido conecta un HEX de aire y una piscina con un intercambiador de calor. La circulación natural y la capacidad de extracción del calor son generadas cuando el HEX de aire recibe el calor de la contención: esto es

debido al calentamiento del líquido y a la diferencia de densidades que se produce entre las patas de ascenso y descenso de la piscina.

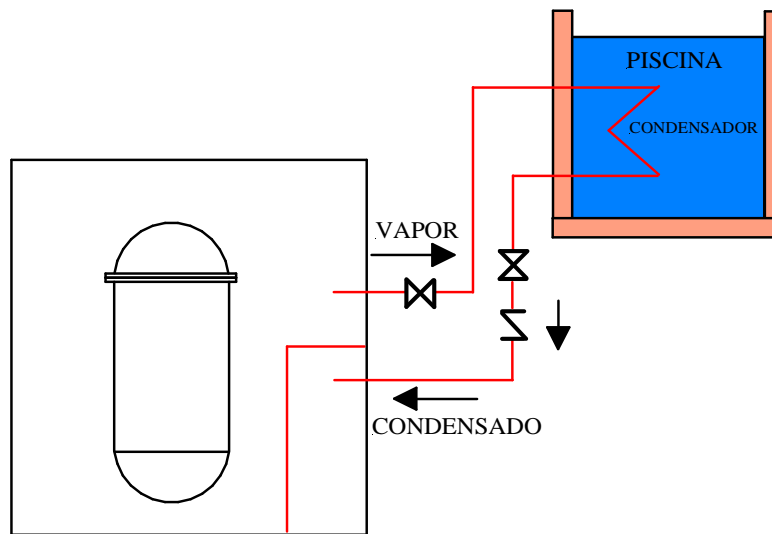


Figura 2.9. Reducción de la presión en la contención y extracción del calor producido como consecuencia de un LOCA mediante un bucle externo de circulación natural

En la tercera variación del concepto, figura 2.10, dos zonas diferentes de la contención, caracterizadas por diferentes presiones en caso de accidente (la presión sería la misma durante la operación normal), se conectan con una piscina con un intercambiador de calor. En este caso, la mezcla aire-vapor es el fluido de trabajo que condensa en la pata de descenso.

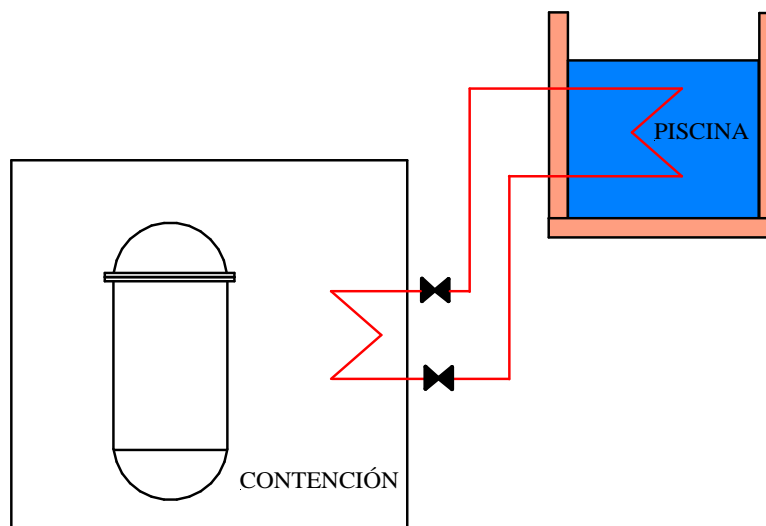


Figura 2.10. Reducción de la presión en la contención y extracción del calor producido como consecuencia de un LOCA mediante un intercambiador de calor externo para la condensar el vapor

Sistemas pasivos de rociadores de la contención

La figura 2.11 muestra un diseño que implementa la refrigeración de la contención mediante la circulación natural de aire. Con posterioridad a un LOCA, el vapor en contacto con la superficie interior de la contención de acero se condensa. El calor se transfiere a través de la pared de la contención al aire externo. Mediante una piscina elevada situada en el techo de la contención se

realizará una rociada de agua fría por efecto de la gravedad que proporcionará refrigeración en caso de un LOCA. El flujo de aire por el anillo de refrigeración, que es generado por un efecto tipo chimenea, es un sistema pasivo de seguridad de categoría B, pero los rociadores de la vasija de la contención constituyen un sistema pasivo de seguridad de categoría D.

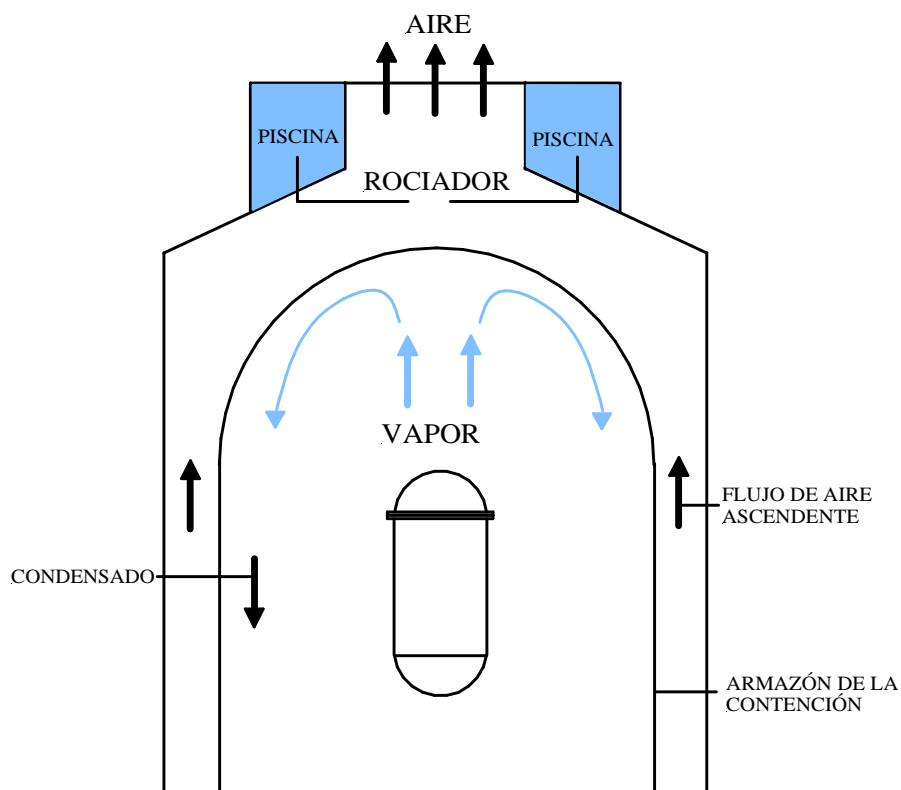


Figura 2.11. Reducción de la presión en la contención y extracción del calor producido como consecuencia de un LOCA utilizando rociadores pasivos y la circulación natural del aire.

3. AP1000 (Advanced Passive PWR)

3.1. Aspectos generales

El reactor Avanzado Pasivo del tipo PWR (AP1000) ha sido desarrollado por la compañía Westinghouse para producir una potencia de 1117 MWe y parte del diseño del AP600. El AP1000 mantiene la configuración del diseño del AP600, utiliza componentes probados y los cambios respecto al diseño del AP600 se limitan al máximo. El diseño del AP1000 incluye avanzados sistemas de seguridad pasivos y grandes simplificaciones de la central con el objeto de mejorar la seguridad, la construcción, la operación, y el mantenimiento de la central.

El AP1000 está diseñado para alcanzar un alto nivel de seguridad y un record de funcionamiento. En el diseño del AP1000 se enfatiza en las características de seguridad que descansan en la fuerzas de la naturaleza. Los sistemas de seguridad utilizan fuerzas de accionamiento naturales tales como el gas presurizado, la gravedad, y la convección natural. Los sistemas de seguridad no utilizan componentes activos (tales como bombas, ventiladores o generadores diesel) y han sido diseñados para funcionar sin sistemas de apoyo a la seguridad (tales como energía eléctrica, componentes de agua de refrigeración, agua de servicio, HVAC). El número y complejidad de las acciones de operación requeridas para controlar los sistemas de seguridad se han minimizado. El objetivo es eliminar la acción del operador más bien que automatizarla.

El AP1000 está diseñado para satisfacer sobradamente los criterios deterministas de la Nuclear Regulatory Commission (NRC) de los Estados Unidos de América y los criterios probabilistas de riesgo. El análisis de seguridad ha sido completado y documentado en el Documento de Control del Diseño (DCD) y en el Análisis Probabilístico de Riesgo (PRA). El programa de ensayos verifica que las características innovadoras de la central funcionarán como establecen el diseño y los análisis.

Un aspecto importante de la filosofía del AP1000 se centra en la operabilidad de la central y su mantenimiento. La distribución de la central asegura un acceso adecuado para la inspección y el mantenimiento. La configuración del espacio proporciona plataformas para los equipos y el personal, accesos para poder retirar equipos innecesarios, y espacio para acomodar equipos de control remoto y unidades móviles. Se ha provisto de plataformas de acceso y de dispositivos elevadores en localizaciones clave, que permitan el suministro de energía eléctrica, agua desmineralizada, aire, ventilación, e iluminación.

El diseño del AP1000 incorpora los principios de reducción de la exposición a la radiación para mantener la dosis a los trabajadores tan baja como pueda conseguirse razonablemente (ALARA). La duración de la exposición, la distancia, el blindaje y la reducción de la fuente son los criterios fundamentales que se han incorporado en el diseño.

La tabla 3.1 muestra los principales parámetros de diseño del AP1000.

Requerimientos generales	Requerimientos de funcionamiento
Tipo y capacidad: PWR, 3415 MWt 1200 MWe	Disponibilidad de la central: mayor que el 93%
Tiempo de operación de la central: 60 años	Disparos (trips) imprevistos:
Diseño sísmico: SSE 0,3 g	Ciclo de operación: 18 meses
Objetivos de seguridad:	Tiempo de construcción: 36 meses
Frec. de daño al núcleo < 5.09E-7/RA	Tiempo de parada por recargas: 17 días o menos
Frec. de emisión de radiación <5.94E-8/RA	
Exposición de la radiación por el personal < 0,7 man Sv per RA	

Tabla 3.1. Principales requerimientos de diseño del AP1000

En septiembre de 2004 la NRC aprobó el diseño final (FDA). En Abril de 2005 se publicaron las normas de certificación del diseño (DCR) que supuso una revisión del documento de control del diseño (DCD). La NRC aprobó las modificaciones en Marzo de 2006. Esto supuso la culminación de un trabajo humano equivalente al de 1300 trabajadores en un año y una inversión de 440 millones de dólares en el programa de diseño y de pruebas.

A partir de 2007 se han firmado contratos para la construcción de centrales nucleares con el diseño del AP1000. En Estados Unidos se ha firmado 6 contratos por 5 compañías diferentes (TVA, Duke, Progress Energy, South Carolina Electric & Gas y Southern Company) para la construcción de 12 unidades. En China se han firmado contratos para 4 unidades, 2 en Sanmen y 2 en Haiyang. Estos son datos actualizados hasta 2011.

3.2. Descripción de los sistemas nucleares

3.2.1. Circuito primario y sus principales características

El circuito primario del reactor AP1000 (figura 3.1) contiene la mayoría de las características de los actuales diseños, a los que se ha añadido características evolucionadas con las que se mejoran la seguridad y el mantenimiento del sistema. El sistema consiste en dos circuitos de transferencia de calor, cada uno dotado de una pata caliente y dos frías, un generador de vapor, y dos bombas del refrigerante del reactor instaladas directamente bajo el generador de vapor. Una estructura de soportes simplificada para los sistemas del circuito primario reduce las inspecciones en servicio y mejora la accesibilidad para el mantenimiento. La frontera de presión del sistema del refrigerante del reactor proporciona una barrera contra las emisiones radiactivas y está diseñada para proporcionar un gran alto grado de integridad a todas las operaciones de la central.

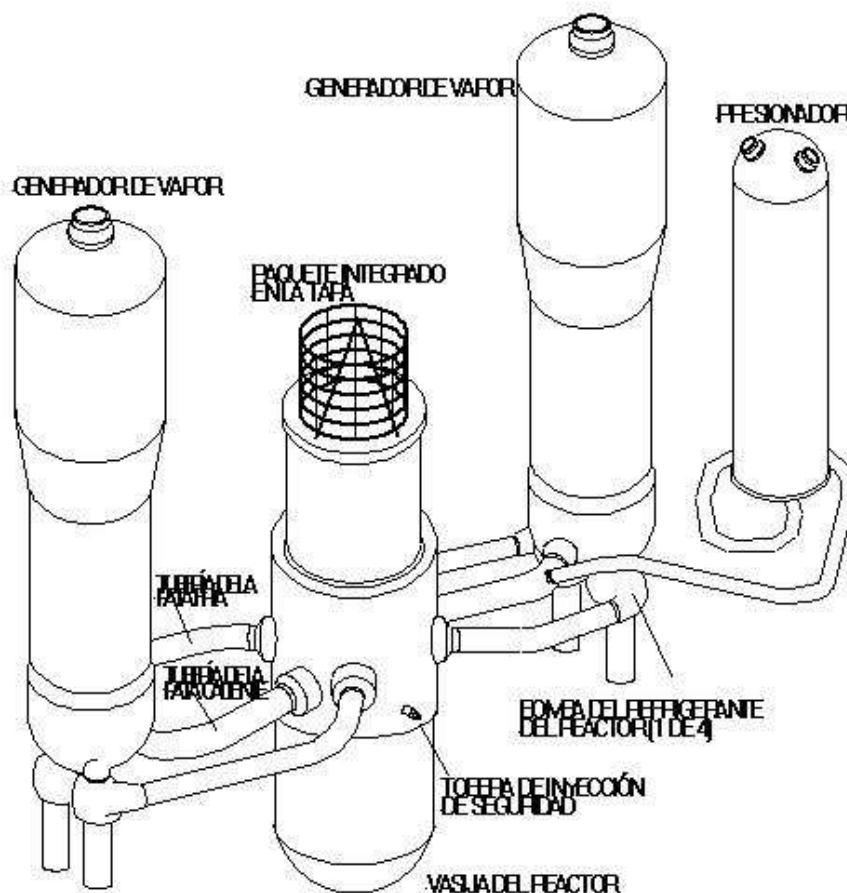


Figura 3.1. Esquema del circuito primario del AP1000.

La tabla 3.2 muestra las principales características de sistema del refrigerante del reactor.

Caudal másico de refrigerante	14300 kg/s
Presión de operación	15,513 MPa
Temp. del refrigerante a la entrada del núcleo	279,4 °C
Temp. del refrigerante a la salida del núcleo	324,7°C

Tabla 3.2. Principales características del sistema del refrigerante del reactor del AP1000

3.2.2. Núcleo del reactor y el diseño del combustible

El núcleo, la vasija del reactor, y los elementos internos del AP1000 son similares a los correspondientes a diseños PWR de Westinghouse aunque se han realizado modificaciones, basadas en tecnologías existentes, con el objeto de mejorar las características del diseño. El AP1000 incorpora un diseño del núcleo con poco boro para incrementar los márgenes de seguridad en caso de escenarios de accidente. Las mejoras en el combustible proporcionan un mayor tiempo de quemado. La tabla 3.3 muestra las principales características del núcleo del reactor y de los elementos de combustible del AP1000.

Altura activa del núcleo	4,267 m
Diámetro equivalente del núcleo	3,04 m
Inventario de combustible	84500 kg de Uranio
Densidad lineal de potencia calorífica	18,7 kW/m
Densidad de potencia media del combustible	40,2 kW/kgU
Densidad de potencia media del núcleo	109,7 MW/m ³
Material del combustible	UO ₂ sinterizado
Material de revestimiento del combustible	ZIRLO TM (Zr-1%Nb-1%Sn-0,1%Fe-0,12%O)
Diámetro exterior de las barras de combustible	9,5 mm
Espesor de los tubos de revestimiento	0,57 mm
Matriz de la barras de los elementos de combustible	Cuadrada, 17x17
Número de elementos de combustible	157
Longitud total de los elementos de combustible	4,795 m
Peso total de un elemento de combustible	799,7 kg
Número de barras de combustible por elemento	264
Número de barras de control por elemento de combustible	24
Número de barras de control	69 (53 negras, 16 grises)
Enriquecimiento del combustible de la recarga en equilibrio	4,8%
Ciclo de combustible	18 meses
Quemado medio del combustible	60 MWd/kg
Material absorbentes de las barras de control	Ag-In-Cd (negras), Ag-In-Cd /304SS(grises)
Absorbete neutrónico soluble	H ₃ BO ₃

Tabla 3.3. Principales caract. del núcleo del reactor y de los elementos de combustible del AP1000

El núcleo está formado por tres regiones radiales que tienen diferentes enriquecimientos; el enriquecimiento del combustible varía del 2,35 al 4,8%. El coeficiente de temperatura de la reactividad del núcleo es altamente negativo (al aumentar la temperatura disminuye la reactividad). El núcleo está diseñado para un ciclo de combustible de 18 meses. El AP1000 incorpora el diseño ROBUST de Westinghouse de los elementos de combustible a diferencia del diseño Vantage 5-H del AP600 que proporciona un margen de al menos el 15% en el DNB (*departure from nucleate boiling*).

El AP1000 utiliza unas barras de control especiales, denominadas barras “grises”, con las que se logra un seguimiento óptimo de la carga diaria sin necesidad de realizar cambios en la concentración de boro. El uso de barras grises junto con una estrategia de control seguimiento automatizado de la carga elimina la necesidad del procesamiento diario de miles de litros de agua para cambiar la concentración del boro. Como resultado, los sistemas se han simplificado ya que no resultan necesarios los equipos de eliminación del boro. Con la excepción de los materiales absorbentes de neutrones utilizados, el diseño de los elementos de las barras grises es idéntico a los elementos de las barras de control normales.

3.2.3. Manipulación del combustible y sistemas de transferencia

La recarga se realiza de la misma manera que en las centrales actuales. Después de extraer la tapa de la vasija, la manipulación del combustible se realiza desde arriba, utilizando la máquina de recarga para configurar el núcleo para el siguiente ciclo.

Almacenamiento del combustible fresco

El combustible fresco se almacena en una estantería de alta densidad que incluye el material absorbente neutrónico para mantener el grado requerido de subcriticidad. La estantería está diseñada para almacenar el combustible con el enriquecimiento máximo de base de diseño. La nueva estantería incluye localizaciones de almacenamiento para 72 elementos de combustible. La separación mínima entre los elementos de combustible adyacentes es suficiente para mantener la subcriticidad incluso en el evento en el que el edificio se inunde con agua no borada, aerosoles de extinción de incendios, o durante cualquier evento de base de diseño.

Almacenamiento del combustible gastado

El combustible gastado es almacenado en estanterías de alta densidad que incluyen material absorbente neutrónico para mantener el grado requerido de subcriticidad. Las estanterías de almacenamiento del combustible gastado incluyen localizaciones para 884 elementos de combustible y cinco elementos de combustible defectuosos. El diseño de la estantería es tal que un elemento que un elemento de combustible únicamente puede insertarse en las localizaciones específicas para alojar a un elemento de combustible.

3.2.4. Componentes del circuito primario

Vasija de presión del reactor

La vasija de presión del reactor (RPV) es la frontera de alta presión utilizada para soportar y encerrar el núcleo del reactor. La vasija es cilíndrica, con un fondo semiesférico y un tapa superior semiesférica extraíble. Las superficies, que pueden ser humedecidas durante la operación normal y en la recarga, están revestidas de una capa soldada de acero inoxidable. El tiempo de operación de la vasija del reactor del AP1000 se espera que sea de 60 años. Como mejora en la seguridad, no hay penetraciones en la vasija del reactor por debajo de la parte más alta del núcleo. Esto elimina la posibilidad de un accidente por pérdida de refrigerante (LOCA) por fugas desde la vasija del reactor, lo que podría descubrir el núcleo. La tabla 3.4 muestra las principales características de la RPV.

El núcleo está posicionado tan bajo como sea posible en la vasija para limitar el tiempo de inundación en situaciones de accidente como un gran LOCA y también para ayudar a la retención en la vasija de los restos desprendidos del núcleo en caso de fusión del núcleo.

Los elementos internos del reactor son prácticamente idénticos a los utilizados en las centrales actuales. Estos elementos se dividen en dos grupos: los elementos inferiores y los superiores. Los elementos internos proporcionan fijación del núcleo, barras de control y barras grises.

Diámetro interno de la parte cilíndrica	4,0386 m
Espesor de la vasija en la parte cilíndrica	20,3 cm
Presión de diseño	17,2 MPa
Temperatura de diseño	343,3 °C
Material estructural	ASME SA-508, Grade 3, Class1 (C ≤ 0,2%, Cr ≤ 0,15%, Ni ≤ 0,85%, P ≤ 0,01%, S ≤ 0,01%)
Altura total interior	12,056 m

Tabla 3.4. Principales características de la vasija de presión del reactor del AP1000

Generadores de vapor

El AP1000 utiliza dos generadores de vapor (GV) Delta-125. Los generadores de vapor son verticales, del tipo de tubos en U elaborados con la aleación Inconel 690 (aleación de hierro, cromo y níquel) y tratados térmicamente. La gran fiabilidad de los generadores de vapor está basada en ciertas mejoras respecto de diseños anteriores como la mejora en cuanto a la barras antivibración, facilidad de acceso y mantenimiento mediante herramientas robotizadas. La tabla 3.5 muestra las principales características de los generadores de vapor.

Superficie total exterior de los tubos	11477 m ²
Número de tubos de intercambio de calor	10025
Diámetro exterior de los tubos	17,5 mm
Material de los tubos	Inconel 690
Diámetro máximo exterior	5,575 m
Altura total	22,460 m
Material estructural	Acero al carbono
Peso en el transporte	663,7 t

Tabla 3.5. Principales características de los generadores de vapor del reactor del AP1000

Presionador

El presionador (PZR) del AP1000 es de diseño convencional, basado en tecnologías probadas. El volumen del presionador es de 59,47 m³ con un volumen de vapor a plena potencia o a potencia cero de 31,14 m³. La potencia calorífica del sistema de calentamiento es de 1600 kW. El gran tamaño del presionador (16,27 m de altura total y 2,28 m de diámetro interior) permite incrementar los márgenes de operación, especialmente durante los transitorios, con lo que la central resulta más fiable.

Bombas del refrigerante del reactor

El AP1000 está dotado con 4 bombas del refrigerante del reactor (RCPs) que hacen circular el refrigerante del reactor a través del circuito primario proporcionando un caudal de 4,97 m³/s. Las RCPs giran 1800 rpm y utilizan un volante de inercia para aumentar la inercia a la rotación. Dos bombas se montan directamente en el canal de cada generador de vapor con lo que se reduce la caída de presión en el circuito primario y se simplifica el sistema de soportes para el generador de vapor, bombas, y tuberías del bucle.

Líneas principales de refrigeración

Las tuberías del sistema de refrigeración del reactor (RCS) están configuradas en dos bucles

idénticos de refrigeración, cada uno emplea una única tubería de la pata caliente de diámetro interno de 790 mm para transportar el refrigerante al generador de vapor. Las dos toberas de succión de las bombas del refrigerante del reactor están soldadas a las toberas de salida situadas en la parte más baja del generador de vapor. Dos tuberías de 560 mm de diámetro interno en cada bucle transportan el refrigerante del reactor de vuelta a la vasija del reactor completando el ciclo.

La distribución del bucle del RCS contiene importantes cambios que proporcionan un diseño más simple y más seguro. Las bombas del refrigerante del reactor se montan directamente sobre el canal principal de cada generador de vapor, lo que permite que las bombas y el generador de vapor puedan utilizar los mismos soportes estructurales, simplificando en gran medida el sistema de sujeción y proporcionando más espacio para el mantenimiento. El soporte vertical para la combinación generador de vapor/bomba es una única columna fija desde el suelo hasta la parte más alta del principal canal.

La disposición simplificada y compacta del RCS proporciona otras ventajas. Las dos líneas de patas frías de los dos bucles de refrigeración principales son idénticas (excepto por la instrumentación y pequeñas conexiones de la línea) e incluyen recodos para proporcionar un camino de baja resistencia al flujo y flexibilidad para acomodar la diferencia de expansión entre las tuberías de la pata caliente y las de la fría.

3.2.5. Sistemas auxiliares del reactor

Sistema químico y de control de volumen

El sistema químico y de control de volumen (CVS) está formado por intercambiadores de calor, desmineralizadores, bombas de compensación, depósitos y válvulas asociadas, tuberías e instrumentación, y está diseñado para realizar las siguientes funciones:

- *Purificación* - mantiene la pureza del refrigerante del reactor y el nivel de actividad dentro de los límites aceptables.
- *Control y reposición del inventario del sistema del refrigerante del reactor* - mantiene el inventario de refrigerante requerido en el RCS; mantiene el nivel programado de agua del presionador durante las operaciones normales de la central.
- *Control químico* - mantiene la química del refrigerante del reactor en el arranque de la central, realiza la dilución normal para compensar el agotamiento de combustible. También se encarga del borado durante el apagado y controla el pH del refrigerante del reactor mediante el mantenimiento del nivel adecuado de hidróxido de litio.
- *Control del oxígeno* - proporciona los medios para mantener el nivel adecuado de hidrógeno disuelto en el refrigerante del reactor durante la operación de producción de energía y para alcanzar el nivel adecuado de oxígeno inmediatamente anterior al arranque de la central.
- *Llenado y comprobación de la presión del sistema del refrigerante del reactor* - proporciona los medios para el llenado y la comprobación de la presión del RCS.
- *Reposición de agua borada* - proporciona agua de reposición a los sistemas del circuito primario que requieren agua borada.
- *Rociado auxiliar del presionador* - proporciona un rociado de agua auxiliar para despresurizar el presionador.

Sistema normal de extracción del calor residual

Este sistema consiste en dos trenes mecánicos de equipamiento, cada uno comprende una bomba y un intercambiador de calor. El sistema incluye las tuberías, válvulas y la instrumentación necesaria para la operación del sistema. Las principales funciones son:

- *Extracción del calor durante el apagado* – extrae el calor residual del núcleo y del RCS durante las operaciones de enfriamiento y apagado de la central. El sistema se encarga de enfriar el RCS de 177°C a 48,9°C en las 96 horas posteriores al apagado y mantener la temperatura del refrigerante en un valor igual o inferior a 48,9°C.

- *Purificación del apagado.* Proporciona purificación del refrigerante durante las operaciones de recarga.
- *Refrigeración del depósito de almacenamiento de agua de reabastecimiento de la contención (IRWST)* - proporciona refrigeración al IRWST para limitar la temperatura del agua de este depósito a un valor inferior 100°C durante la operación del sistema pasivo de extracción del calor residual y a un valor no superior a 48,9°C durante la operación normal.
- *Protección contra exceso de presión del refrigerante a baja temperatura.*
- *Recorrido para la recuperación de inventario de la contención posterior a un accidente.*
- *Recuperación posterior a un accidente* - extrae calor del núcleo y del RCS posteriormente a una mitigación exitosa de un accidente mediante el sistema pasivo de refrigeración del núcleo.
- *Refrigeración de la piscina del combustible gastado* - proporciona una reserva de refrigeración a la piscina del combustible gastado.

Sistema de refrigeración de la piscina del combustible gastado

Este sistema está diseñado para extraer el calor residual que es generado por los elementos de combustible almacenados en la piscina de combustible gastado. Esto se consigue mediante el bombeo de agua caliente de la piscina mediante un intercambiador de calor, y posteriormente se retorna el agua refrigerada a la piscina. Una función secundaria de esta piscina es la clarificación y la purificación del agua de la piscina, del canal de transferencia, y del agua de reabastecimiento. Las principales funciones del sistema son:

- *Refrigeración de la piscina del combustible gastado* - extrae calor del agua de la piscina del combustible gastado durante todas las operaciones de la central para mantener la temperatura del agua de refrigeración dentro de unos límites aceptables.
- *Purificación de la piscina del combustible gastado* – proporciona purificación y clarificación del agua de la piscina del combustible gastado durante la operación.
- *Purificación de la cavidad de recarga* – proporciona purificación de la cavidad de recarga durante las operaciones de recarga.
- *Transferencia de agua* - transfiere agua entre el IRWST y la cavidad de recarga durante las operaciones de recarga.
- *Purificación del IRWST* – proporciona purificación y refrigeración del IRWST durante la operación normal.

3.3. Modos de operación

El esquema de control de la central está basado en el hecho que “el reactor sigue la carga de la central”. Las fluctuaciones de la frecuencia de la red pueden ser compensadas a través de las válvulas de control de las turbinas. Una disminución de la presión de la turbina requeriría un aumento de la potencia del reactor.

El AP1000 está diseñado para soportar una serie incidentes operacionales sin que se produzcan un disparo del reactor o resulte necesaria la actuación de sistemas de seguridad pasivos. La lógica y los valores limitadores de los sistemas de control del sistema nuclear de suministro de vapor se han desarrollado para satisfacer los siguientes transitorios operacionales sin que se alcancen valores peligrosos de determinados parámetros que hagan necesaria la actuación de sistemas de seguridad:

- Una rampa de $\pm 5\%$ de la potencia por minuto entre el 15% y 100% de la potencia
- Un escalón de $\pm 10\%$ la potencia entre el 15% y el 100% de la potencia
- Un rechazo del 100% de la carga por parte del generador
- Un aumento o disminución del 20% de la potencia en un tiempo de 10 minutos.

- La pérdida de una única bomba de agua de alimentación.
- Una distribución diaria 100-50-100% del nivel de potencia durante el 90% del ciclo del combustible.

3.4. Instrumentación y sistemas de control

El diseño de los sistemas de instrumentación y control (I&C) integra sistemas individuales que utilizan una tecnología similar. El núcleo del sistema es la parte utilizada para la protección y la operación de la central.

El sistema integrado I&C del AP1000 proporciona las siguientes mejoras:

- El cableado de control se ha reducido en un 80%
- Se eliminan las salas con los cables diseminados
- El mantenimiento se ha simplificado
- Los cambios en el diseño de la central tienen poco impacto en el diseño de los sistemas I&C
- Se mantiene una calibración precisa, libre de derivas
- Se mejoran los márgenes operativos

Las interfaces hombre-máquina del AP1000 se han simplificado respecto de las de las centrales operativas existentes. La probabilidad de error del operador ha sido reducida y las operaciones, pruebas, y mantenimiento se han simplificando. Un selector de señal automático en el sistema de control selecciona de un sensor redundante los inputs de control en lugar de la selección manual por el operador del tablero de control. El seguimiento de accidentes y los parámetros son visualizados con un conjunto de gráficas generadas por el procesador de datos. Las principales ventajas de estas interfaces hombre-maquina mejoradas consisten en:

- Una cantidad reducida de acciones manuales
- Una cantidad reducida de datos se presenta al operador
- Una reducción en el número de alarmas
- La mejora de la calidad de los datos que se presentan al operador
- Los datos son interpretados para el operador mediante el ordenador del sistema
- La simplificación del mantenimiento

La arquitectura de la instrumentación y control está dispuesta de una manera jerárquica para proporcionar un diseño simplificado. Por encima del monitor están los sistemas que facilitan la interacción entre los operadores y los I&C. Estos son el sistema central de control y operaciones (OCS) y el sistema de monitorización y visualización de datos (DDS). Debajo del monitor están los sistemas que realizan las funciones de protección, control y monitorización de datos. Estos son los sistemas de monitorización de protección y seguridad (PMS), el sistema de control de la central (PLS), el sistema de monitorización especial (SMS), y el sistema de instrumentación del núcleo (IIS).

El PLS tiene la función de establecer y mantener las condiciones de operación de la central dentro de los límites descritos. El sistema de control mejora la seguridad de la central mediante la minimización del número de situaciones para la que se la respuesta de protección es iniciada y desahoga al operador de las funciones rutinarias.

El propósito del sistema de actuación diverso (DAS) consiste en proporcionar diversos medios alternativos a la inicialización de un disparo del reactor y a las características de seguridad de emergencia.

Sala de control principal

Las operaciones y el sistema de centros de control incluyen una sala de control principal, una estación de trabajo para el apagado a distancia, una sala de control para el procesamiento de residuos, y un centro de apoyo técnico. Con la excepción de las consolas de control, el equipamiento en la sala de control es parte de otros sistemas.

Los límites del sistema de control y operaciones para la sala de control principal y la estación de apagado a distancia son las interfaces con los componentes de la central. Estas interfaces son vía la protección.

Sistema de protección del reactor y otras características de seguridad

El AP1000 proporciona instrumentación y controles para detectar las situaciones de accidentes e iniciar las medidas de seguridad pertinentes. En caso de un fallo limitante, como un accidente de pérdida de refrigerante o una rotura en el secundario, se requiere de la actuación de una o más medidas de seguridad sobre el reactor. Esta combinación de eventos evita o mitiga daños en el núcleo y en los componentes del sistema del refrigerante del reactor, y proporciona integridad de la contención.

El sistema de seguimiento de la protección (PMS) proporciona las funciones necesarias relacionadas con la seguridad para el apagado de la central, y para mantener la central en condición de apagado seguro. El PMS controla los componentes relacionados con la seguridad de la central que pueden operarse desde la sala de control principal o desde una estación de trabajo remota.

3.5. La seguridad en el AP1000

3.5.1. Requerimientos de seguridad y filosofía del diseño

El diseño del AP1000 considera múltiples niveles de defensa para la mitigación de accidentes (defensa en profundidad), con una probabilidad de daño en el núcleo extremadamente pequeñas. Concretamente, seis aspectos del AP1000 contribuyen a la defensa en profundidad:

- **Operación estable.** En operación normal, el nivel más fundamental de la defensa en profundidad asegura que la central puede ser operada establemente de forma segura. Esto se consigue mediante la elección de materiales, la garantía de calidad durante el diseño y la construcción, la correcta preparación de los operadores, y por un avanzado sistema de control y de diseño de la central que proporciona márgenes substanciales de operación de la central antes de acercarse a los límites de seguridad.
- **Fronteras físicas de la central.** Uno de los aspectos más reconocibles de la defensa en profundidad es la protección de la seguridad pública a través de las fronteras físicas de la central. Las emisiones de radiación son prevenidas directamente por el revestimiento del combustible, la frontera del reactor, y la frontera de la contención.
- **Sistemas relacionados con la seguridad pasiva.** Los equipos y sistemas relacionados con la seguridad pasiva del AP1000 son suficientes para establecer y mantener automáticamente la refrigeración del núcleo y la integridad de la contención durante un período de tiempo indefinido siguiendo los eventos de base de diseño considerando la avería más limitante y sin ninguna intervención de los operadores ni de suministros eléctricos ni internos ni externos.
- **Diversidad en los sistemas relacionados con la seguridad.** Se proporciona un nivel adicional de defensa a través de las diversas funciones de mitigación en los sistemas relacionados con la seguridad. Esta diversidad se produce, por ejemplo, en la función de extracción del calor residual. El intercambiador pasivo para la extracción del calor residual (PRHX HX) es el sistema pasivo de seguridad encargado de extraer el calor residual del RCS durante un transitorio. En caso de fallos en el PRHR HX, la defensa en profundidad es realizada mediante la inyección por gravedad de agua borada en el RCS y las funciones de despresurización automática del sistema pasivo de refrigeración del núcleo.

- **Sistemas que no son de seguridad.** El siguiente nivel de la defensa en profundidad es la capacidad de ciertos sistemas que no son de seguridad para reducir los potenciales daños al núcleo debidos a destacados eventos. Para los eventos más probables, estos sistemas altamente fiables actúan automáticamente para proporcionar un primer nivel de defensa y reducir la probabilidad de una innecesaria actuación y operación de los sistemas de seguridad.
- **Contención de los daños producidos en el núcleo.** El diseño del AP1000 permite que los operadores puedan desaguar el agua del IRWST en la cavidad del reactor en caso de producirse el evento en el que el núcleo queda al descubierto y se funde. Esto previene la destrucción de la vasija del reactor y la subsiguiente relocalización de los restos del núcleo fundidos en el interior de la contención. La retención de los restos en la vasija significa reduce de forma significativa la incertidumbre en la valoración de los fallos en la contención y la emisión de radiación al medio ambiente debido a fenómenos de accidentales severos fuera de la vasija.

Las características de la defensa en profundidad del AP1000 aumentan la seguridad de tal manera que no se prevé una liberación masiva de productos de fisión a partir de una contención inicialmente intacta durante más de 100 horas después del comienzo de los daños al núcleo, asumiendo que no se realice ninguna acción de rescate. Este tiempo posibilita la realización de las acciones de gestión del accidente que permitan mitigar los efectos y prevenir los fallos en la contención. La tabla 3.6 muestra los principales objetivos de seguridad del AP1000.

Frecuencia de daño al núcleo	$< 5,97 \cdot 10^{-7}$
Frecuencia de liberación de grandes emisiones de radiación	$< 5,94 \cdot 10^{-8}$
Exposición a la radiación de cada ocupante	0,7 Sv/RA
Tiempo de acción de los operadores	0,5 horas

Tabla 3.6. Principales objetivos de seguridad del AP1000

3.5.2. Sistemas de seguridad del AP1000

El AP1000 utiliza sistemas pasivos de seguridad para mejorar la seguridad de la central y para satisfacer los criterios de seguridad de las autoridades regulatorias. El uso de sistemas pasivos de seguridad proporciona una superioridad sobre los diseños convencionales de centrales a través de mejoras significativas y medibles en la simplificación, seguridad y fiabilidad de la central así como de la protección de la inversión. Los sistemas pasivos de seguridad no requieren de la intervención de los operadores para mitigar los accidentes de base diseño. Estos sistemas utilizan únicamente fuerzas tales como la gravedad, circulación natural, y gases comprimidos para hacer funcionar los sistemas. No se utiliza ninguna bomba, ventilador, diesel, enfriador u otra maquinaria activa. Unas pocas válvulas simples accionan automáticamente los sistemas de seguridad pasivos. Para proporcionar una alta fiabilidad, estas válvulas están diseñadas para ponerse en posición de seguridad cuando se produce una pérdida de potencia o cuando reciben una señal de acción de seguridad. Su funcionamiento es apoyado por múltiples fuentes de energía para evitar actuaciones innecesarias.

Los sistemas pasivos de seguridad no requieren una gran red de sistemas de apoyo de seguridad activa que resultan necesarios en las típicas centrales nucleares. Como consecuencia se eliminan o se simplifican muchos sistemas de apoyo.

Los principales sistemas pasivos de seguridad del AP1000 incluyen:

- El sistema pasivo de refrigeración del núcleo (PXS)
- El sistema pasivo de refrigeración de la contención (PCCS)
- El sistema de habitabilidad de emergencia de la sala principal de control (VES)
- La función de aislamiento de la contención (CNS)

Además de los principales sistemas de seguridad pasivos, el AP1000 también cuenta con otros sistemas pasivos:

- Un sistema pasivo de suministro de corriente continua (IDS)
- Un sistema pasivo de control del PH del agua del sumidero de la contención
- Refrigeración pasiva de cierta instrumentación y de áreas de control.

Estos sistemas pasivos proporcionan un incremento de la seguridad de la central y en la protección de la inversión respecto de las centrales actuales. Estos sistemas mantienen la refrigeración del núcleo y la integridad de la contención durante un largo período de tiempo, sin el requerimiento de operadores o de fuentes de corriente alterna. Además estos sistemas pasivos son considerablemente más simples que los desarrollados en las centrales actuales ya que contienen menos componentes, reduciéndose las pruebas requeridas, las inspecciones y el mantenimiento.

Sistema pasivo de refrigeración de emergencia del núcleo

El sistema pasivo de refrigeración de emergencia (PXS) (figura 3.2) proporciona extracción de calor, inyección de seguridad, y borado al sistema del refrigerante del reactor (RCS). El PXS protege a la central contra eventos transitorios y, de fugas y rupturas de varios tamaños en el RCS. El PXS proporciona las funciones de seguridad de extracción del calor residual del núcleo, inyección de seguridad, y despresurización. Los análisis de seguridad (utilizando códigos aprobados por la U.S. NRC) demuestran la efectividad del PXS en la protección del núcleo después de diversos eventos de rotura en el RCS.

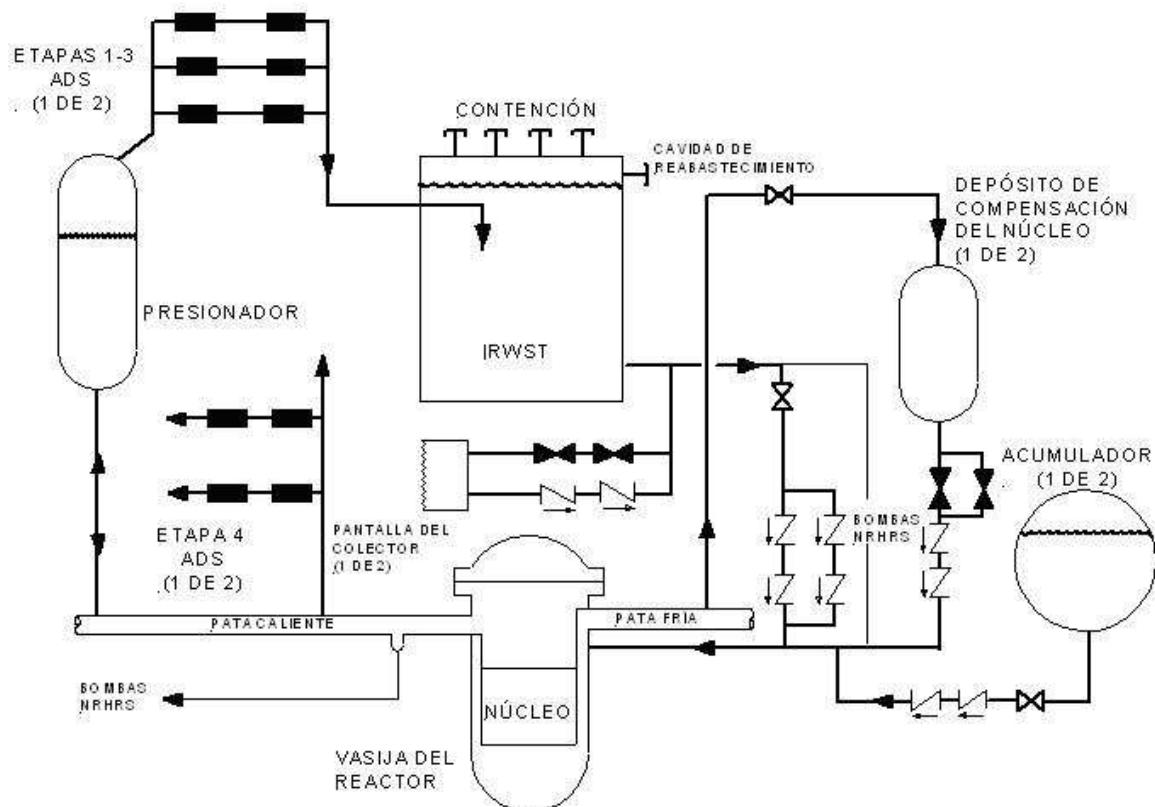


Figura 3.2. Sistema de refrigeración pasiva del núcleo del AP1000

El PXS utiliza tres fuentes pasivas de agua para mantener la refrigeración del núcleo mediante la inyección de seguridad. Estas fuentes consisten en dos depósitos de compensación del núcleo (CMTs), dos acumuladores, y el depósito de almacenamiento de agua de reabastecimiento de la

contención (IRWST). Estas fuentes de inyección de agua están conectadas directamente a dos toberas de la vasija del reactor para que el fluido pueda verterse en el núcleo del reactor en caso de rotura de una tubería principal de refrigerante del reactor.

La inyección de agua de larga duración viene proporcionada por la gravedad desde el IRWST, que está localizado en la contención justo por encima de los bucles del RCS. El depósito se encuentra a la presión atmosférica y, por consiguiente, el RCS debe despresurizarse antes que pueda producirse la inyección. La despresurización del RCS está automáticamente controlada para reducir la presión a aproximadamente 0,18 MPa, valor que permite la inyección del IRWST por gravedad. El PXS despresuriza el RCS utilizando las cuatro etapas del sistema automático de despresurización (ADS) para permitir una reducción de presión del RCS controlada y relativamente suave.

El PXS incluye un intercambiador de calor (PRHR HX) con capacidad de extracción de todo el calor residual de forma pasiva (con capacidad de transferencia de calor de 58,9 MW), que está conectado a través de las líneas calientes y frías a uno de los lazos del RCS. El PRHR HX está diseñado para extraer todo el calor del núcleo a los 15 minutos posteriores al apagado del reactor. Con posterioridad a una pérdida de agua de alimentación, sin posibilidad de actuación para arrancar las bombas y considerando análisis de seguridad conservadores, el ritmo de extracción de calor del PRHR HX conjuntamente con el inventario del lado del secundario del generador de vapor, es suficiente para mantener el fluido del RCS subenfriado y mantener en un nivel aceptable la presión del presionador.

El IRWST proporciona el sumidero de calor para el PRHR HX. El volumen de agua del IRWST es suficiente para absorber el calor extraído durante más de una hora antes que el agua comience a bullir. Cuando la ebullición comienza, el vapor se escapa a la contención, Este vapor se condensa en la superficie interior de acero de la vasija de contención y, después regresa por gravedad al IRWST.

El sistema pasivo de refrigeración de la contención

El sistema pasivo de refrigeración de la contención (PCCS) (figura 3.3) proporciona el último sumidero de calor de la central. Como se ha demostrado por medio del análisis computerizado y extensos programas de pruebas, el PCCS refrigera de forma efectiva la contención en caso de un accidente de tal manera que la presión se reduciría rápidamente y no excedería a la presión de de diseño.

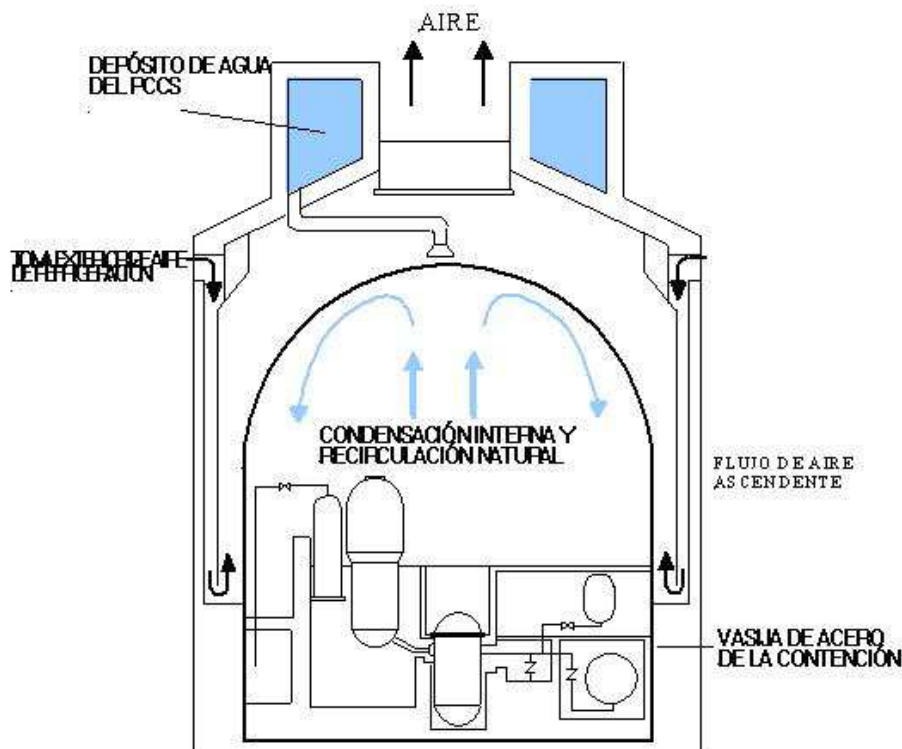


Figura 3.3. Contención y sistema pasivo de refrigeración de la contención (PCCS)

La vasija de contención de acero proporciona la superficie de transferencia de calor para extraer el calor interior de la contención y expulsarlo a la atmósfera. El calor es extraído desde la vasija de la contención por un flujo de aire en continua circulación natural. Durante un accidente, el aire de refrigeración es complementado con la evaporación de agua que cae de un depósito situado en la parte más alta del edificio de contención.

Los cálculos han demostrado que el AP1000 ha reducido de forma significativa la frecuencia de grandes emisiones que seguirían a un escenario de accidente severo en el que se produjesen daños en el núcleo. Únicamente con la refrigeración por aire del PCCS la presión en la contención se mantendrá por debajo de la presión de fallo predicha durante al menos 24 horas. Este funcionamiento mejorado de la contención supone un apoyo técnico que permite simplificar los planes de emergencia en el exterior del emplazamiento.

Habitabilidad de emergencia en la sala principal de control

El sistema de habitabilidad de emergencia en la sala principal de control (VES) proporciona aire fresco, refrigeración, y filtración para la sala principal de control (MCR) con posterioridad a un accidente en la central. La operación del VES se inicia automáticamente al recibir la MCR una señal de nivel alto de radiación, que aísla los conductos de ventilación normales de la MCR e inicia la presurización. Con posterioridad a la actuación del sistema, todas las funciones son completamente pasivas. El suministro de aire de la VES está contenido en un conjunto de depósitos de aire comprimido. La VES también mantiene la MCR en un nivel de presión ligeramente mayor que su entorno, para minimizar la entrada de contaminantes aéreos.

Aislamiento de la contención

El aislamiento de la contención del AP1000 ha sido mejorado de forma significativa respecto de los convencionales PWRs. La principal mejora consiste en la gran reducción en el número de penetraciones. Aún más, el número de penetraciones normalmente abiertas se reduce en un 60%. No se requieren penetraciones para apoyar funciones de mitigación posteriores a un accidente.

Sistema automático de despresurización

El sistema automático de despresurización (ADS) consiste en válvulas de cuatro etapas que proporcionan la reducción controlada de la presión en el circuito primario. Las tres primeras etapas consisten en dos trenes de válvulas conectadas en la parte más alta del presurizador. La primera etapa abre el nivel del líquido del depósito de compensación del núcleo (CMT). Las etapas segunda y tercera se abren poco después de forma temporizada. Las válvulas de las etapas 1-3 del ADS permiten la descarga del vapor del circuito primario sobre el IRWST donde se produce la condensación. La cuarta etapa del ADS consiste en dos grandes válvulas unidas a las líneas del ADS que hay sobre cada pata caliente. Las válvulas de la cuarta etapa descargan directamente al edificio de contención.

Mitigación a largo plazo del accidente

Una gran ventaja del AP1000 respecto de los actuales PWRs es que la mitigación a largo plazo del accidente es mantenida por los sistemas pasivos de seguridad sin intervención de operadores y sin necesidad de confiar en fuentes de energía eléctrica de corriente alterna interiores o exteriores. Para limitar los accidentes base de diseño, la cantidad disponible de refrigerante del núcleo en la contención para la recirculación del refrigerante y el borado del núcleo es suficiente durante al menos 30 días, incluso si se produce una fuga (dentro de las bases de diseño) de inventario. La función de refrigeración pasiva de la contención opera sin intervención de los operadores durante los 3 días posteriores a la iniciación.

Depósitos de agua en el interior de la contención

Depósito de compensación del núcleo

Los depósitos de compensación del núcleo (CMT) reemplazan de manera efectiva los sistemas de inyección seguridad a alta presión con los que cuentan los centrales PWR convencionales. Cada CMT consiste en un depósito de gran volumen de acero inoxidable con una línea de entrada que

conecta una de las patas frías de la parte superior del CMT y una línea de salida que conecta el fondo del CMT a la línea de inyección directa a la vasija (DVI). La línea DVI está conectada al *downcomer* de la vasija del reactor. Cada CMT está lleno de agua fría borada. La válvula de entrada al CMT está normalmente abierta y, de esta manera, el CMT se encuentra normalmente a la presión del sistema primario. La válvula de salida del CMT está normalmente cerrada, evitando la circulación natural durante la operación normal. Cuando la válvula de salida del CMT se abre, se establece un camino de circulación natural. El agua fría borada fluye a la vasija del reactor y el fluido caliente del primario asciende hacia la parte superior del CMT.

Acumuladores

Los acumuladores (ACC) son similares a los que se encuentran en las centrales del tipo PWR convencionales, aproximadamente llenos en sus tres cuartas partes de agua fría borada y pre-presurizados con nitrógeno. La línea de desagüe del acumulador está conectada a la línea del DVI. Dos válvulas de control previenen de la posibilidad de inyección de flujo durante las condiciones normales de operación.

Depósito de almacenamiento de agua de reabastecimiento de la contención

El depósito de almacenamiento de agua de reabastecimiento de la contención (IRWST) es una enorme piscina de hormigón llena de agua fría borada. Sirve como un sumidero de calor para el intercambiador de calor PRHR y como fuente de inyección de agua.

El IRWST tiene dos líneas de inyección conectadas a las líneas DVI de la vasija del reactor. Estos recorridos del flujo están normalmente aislados por dos válvulas de control en serie. Cuando la presión del primario cae por debajo de la presión máxima del agua del IRWST se establece un flujo a través del DVI hacia el *downcomer* de la vasija. El agua del IRWST es suficiente para inundar los compartimientos inferiores de la contención a un nivel por encima de la tapa de la vasija del reactor y por debajo de los desagües de las cuatro líneas ADS.

<i>CMT</i>	
Número	2
Volumen	70,8 m ³
Temperatura/ presión de diseño	343,3°C / 17,2 MPa
<i>Acumuladores</i>	
Número	2
Volumen	56,6 m ³
Temperatura/ presión de diseño	148,9°C / 5,6 MPa
<i>IRWST</i>	
Número	1
Volumen	2092,6,8 m ³
Temperatura/ presión de diseño	65,6°C / 0,14 MPa

Tabla 3.7. Principales características de los depósitos de agua AP1000

Retención de los restos fundidos del núcleo en el interior de la vasija

La retención en el interior de la vasija (IVR) de los restos fundidos del núcleo mediante la refrigeración con agua de la superficie externa de la vasija del reactor es una característica inherente en la gestión de un accidentes severos en el AP1000. Durante los accidentes severos postulados, la estrategia de gestión del accidente consiste en inundar la cavidad del reactor con el agua del IRWST de manera que la vasija del reactor quede sumergida. El agua enfría la superficie externa de la vasija y evita que los restos fundidos depositados en la parte inferior de la vasija puedan depositarse fuera de ésta. La

retención de los restos en el interior de la vasija protege a la integridad de la contención al evitar los fenómenos de un accidente severo en el exterior de la vasija, tales como la explosión de vapor en el exterior de la vasija y la interacción núcleo-hormigón, lo que supone grandes incertidumbres en cuanto a la integridad de la contención.

La central pasiva está especialmente preparada para la retención en la vasija porque contiene características que facilitan la refrigeración externa de la vasija del reactor. La figura 3.4 muestra un esquema del sistema de apoyo a la retención de los restos fundidos del núcleo. Estas características incluyen:

- El sistema de despresurización multietapa del sistema del refrigerante del reactor implica la reducción de esfuerzos que ha de soportar la vasija
- La tapa inferior de la vasija no contiene penetraciones. Esto elimina la posibilidad de un LOCA por fugas desde la vasija del reactor, que podría conducir a un núcleo descubierto.
- La cavidad del reactor puede inundarse para sumergir la vasija en agua proveniente del IRWST.
- El diseño de aislamiento de la vasija del reactor proporciona un camino al agua de refrigeración de la vasija y para la purga del vapor desde la cavidad del reactor.

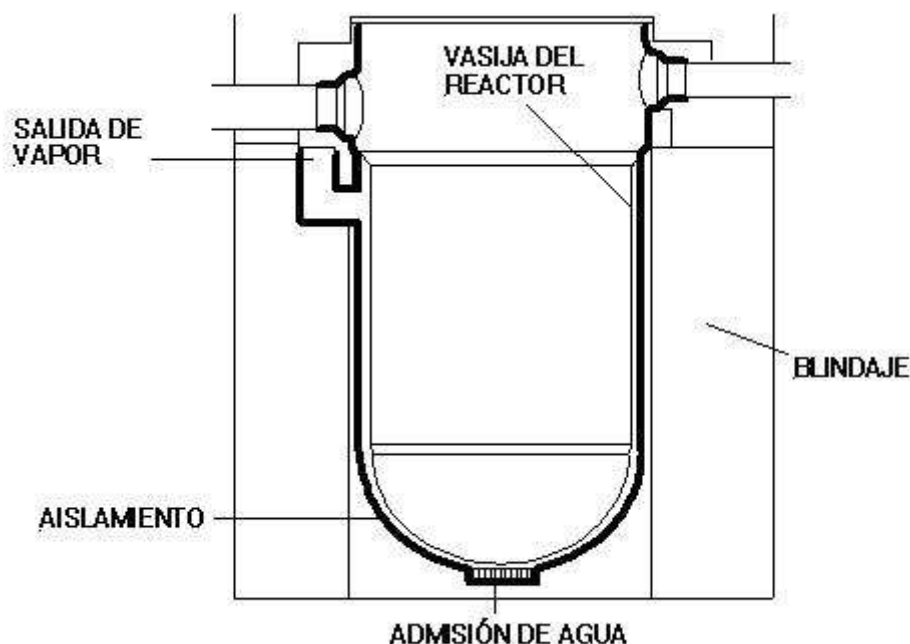


Figura 3.4. Esquema del sistema de apoyo a la retención de los restos fundidos del núcleo

3.5.3. Sistemas de suministro eléctrico relacionados la seguridad

El sistema de energía en el emplazamiento del AP1000 incluye el sistema principal de energía de corriente alterna, que no realiza funciones de seguridad, y el sistema de energía de corriente continua. El sistema de energía del emplazamiento está diseñado para proporcionar energía eléctrica de forma fiable a los equipos de seguridad y de no seguridad de la central para la operación normal, arranque, apagado normal, mitigación de accidentes, y apagado de emergencia.

El generador principal está conectado al sistema de energía exterior al emplazamiento mediante tres transformadores monofásicos. La fuente normal de energía para las cargas auxiliares de corriente alterna de la central proviene de puertos del generador de 24 kV.

La energía eléctrica exterior al emplazamiento no realiza funciones relacionadas con la seguridad debido a las características de seguridad pasivas que incorpora el diseño del AP1000. De esta manera, no se requieren suministros de energía redundantes externos al emplazamiento.

El sistema de corriente alterna de reserva en el emplazamiento está alimentado por dos generadores diésel (de 4 MW de potencia) y suministra la energía a las cargas seleccionadas en el evento de pérdida normal de energía.

El sistema de energía de corriente continua comprende dos sistemas independientes. Cada uno de estos sistemas consiste en baterías y equipamiento para la distribución de corriente continua.

El sistema de energía de corriente continua de la central comprende cuatro divisiones independientes de sistemas de baterías. Con tres cualesquiera de las divisiones se puede apagar la central de forma segura y mantenerla condición de apagado seguro. Las divisiones B y C contienen dos bancos de baterías. Uno de esos bancos está dimensionado para suministrar energía a las cargas seleccionadas relacionadas con la seguridad durante al menos 24 horas, y el otro banco de baterías está dimensionado para suministrar energía a las cargas menores relacionadas con la seguridad durante al menos las 72 horas siguientes a un evento de base de diseño (incluyendo la pérdida de todo el suministro de corriente alterna).

3.6. Edificios y estructuras del AP1000

3.6.1. Distribución de los edificios

La figura 3.5 muestra un esquema del emplazamiento de los principales edificios del AP1000. El complejo consta de cinco edificios principales: la isla nuclear, el edificio de turbinas, el edificio anexo, el edificio de los generadores diésel y el edificio de los residuos radiactivos. Cada una de estas estructuras está construida sobre cimientos individuales. La isla nuclear comprende el edificio de contención, el edificio de blindaje y el edificio auxiliar.

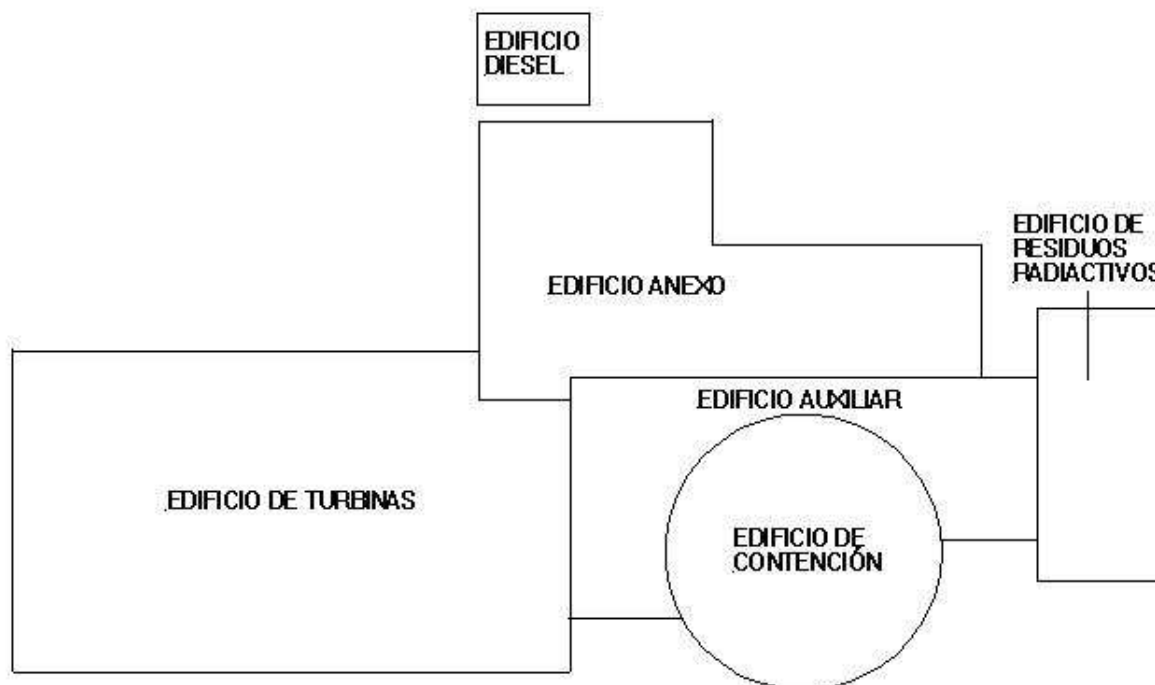


Figura 3.5. Esquema del emplazamiento de los principales edificios del AP1000

El edificio anexo proporciona la entrada principal al complejo. Incluye caminos de acceso para el personal y equipos a las áreas limpias del edificio auxiliar y al área de control radiológico. También

incluye vestuarios, sistemas de suministro de energía eléctrica (no de clase 1E), sistemas eléctricos varios, sistemas de calefacción y de aire acondicionado, cafetería y un centro de apoyo técnico.

El edificio de residuos radiactivos incluye instalaciones para el almacenamiento segregado de varias categorías de residuos previamente al procesado o para el almacenamiento de residuos procesados y deposición en contenedores. Existen diversas áreas para la realización de diversas funciones como el embarque de ropa u otros residuos contaminados para procesamiento externo, el empaquetamiento y procesado de residuos secos, el tratamiento de los residuos químicos y el almacenamiento de residuos empaquetados para ser embarcado.

El edificio de generadores diesel aloja dos generadores diesel separados físicamente.

El edificio de turbinas aloja la turbina principal, el generador, y los sistemas eléctricos asociados. También aloja el sistema de purificación del agua de compensación.

3.6.2. Edificio de contención

El edificio de contención está formado por la vasija de contención (de forma cilíndrica con una cúpula esférica) y todas las estructuras contenidas en su interior. La tabla 3.8 muestra las principales características del edificio de contención. El edificio de contención es una parte integral del sistema global de contención con las funciones de contención de la emisión de radiactividad producto de accidentes de base de diseño y de proporcionar blindaje al núcleo del reactor y al sistema del refrigerante del reactor durante la operación normal.

Diámetro	39,6 m
Altura	82,3 m
Presión de diseño	0,5067 MPa
Temperatura de diseño	148,9°C
Tasa de fugas de diseño	0,10% del volumen por día

Tabla 3.8. Principales características del edificio de contención del AP1000

La vasija de contención es una parte del sistema de refrigeración pasivo de la contención. La vasija de la contención y el sistema de refrigeración pasiva de la contención están diseñados para extraer suficiente energía de la contención para evitar que se excedan el valor de diseño de la presión como consecuencia de accidentes de base de diseño.

Los sistemas principales alojados en el edificio de contención son el sistema del refrigerante del reactor, el sistema pasivo de refrigeración del núcleo, y la porción de purificación del refrigerante del reactor del sistema químico y de control del volumen.

La contención del AP1000 contiene un portón de 4,9 m de diámetro y un compartimento estanco para el personal en el nivel de operación, y un portón de mantenimiento de 4,9 m y un compartimento estanco para el personal a nivel de suelo. Estos grandes portones incrementan de forma significativa la accesibilidad a la contención durante los apagones.

Blindaje protector

El blindaje protector es la estructura y el área anular que rodea la vasija de contención. Durante la operación normal, el blindaje protector, conjuntamente con las estructuras internas del edificio de contención, proporciona el blindaje requerido al sistema del refrigerante del reactor y a todos los demás sistema radiactivos y componentes alojados en la contención. En condiciones de accidente, el edificio protector proporciona el blindaje requerido proveniente de los materiales radiactivos dispersados en la contención como de las partículas radiactivas contenidas en el agua distribuida a través de la contención.

El blindaje protector es también una parte integrante del sistema de refrigeración de la contención. La pantalla deflectora de aire del sistema pasivo de refrigeración de la contención esta localizada en la parte superior del área anular. La función de esta pantalla consiste en proporcionar un recorrido para la circulación natural del aire de refrigeración en el evento en que un accidente de base de diseño ocasione una liberación de energía importante a la contención. En este evento la superficie exterior de la vasija de contención transfiere calor entre la pantalla y la contención. El aire caliente, menos denso, asciende a través de la pantalla de aire hacia el difusor de aire y el aire frío, más denso, desciende hacia la entrada de aire.

Otra función del blindaje protector consiste en proteger la vasija de contención de eventos externos. El blindaje protector protege a la vasija de contención y al sistema del refrigerante del reactor de los efectos de tornados, de impactos de misiles o impactos de aviones comerciales.

3.6.3. Edificio auxiliar

La función primaria del edificio auxiliar es proporcionar protección y separación a los equipos mecánicos y eléctricos relacionados con la seguridad, localizados fuera del edificio de contención. El edificio auxiliar proporciona protección a los equipos relacionados con la seguridad contra las consecuencias de cualquier evento interno o externo postulado. El edificio auxiliar también proporciona blindaje a los equipos radiactivos y tuberías alojadas en el interior del edificio.

Los equipos, sistemas y funciones más significativas contenidas en el edificio auxiliar son las siguientes:

- La sala de control principal
- Instrumentación y sistemas de control
- Sistemas eléctricos de clase 1E que proporcionan 250V de corriente continua para los sistemas relacionados con la seguridad y para la instrumentación imprescindible para el control e iluminación de emergencia. Se requiere para el apagado seguro de la central durante una pérdida de suministro de corriente alterna o durante un accidente de base de diseño.
- Área de manipulación del combustible donde se manipula y almacena el combustible fresco y el gastado.
- Espacio para los equipos mecánicos
- Áreas de penetración a la contención
- Compartimento para la línea de vapor principal y para la línea principal de agua de alimentación.

4. EPR (European Pressurized Water Reactor)

4.1. Aspectos generales

El Reactor Europeo de Agua Presurizada (EPR) ha sido diseñado y desarrollado principalmente por Framatome (ahora AREVA NP) y Electricité de France (EDF) en Francia, y Siemens AG en Alemania. En Enero de 2001 el proyecto fue integrado a AREVA. El nombre internacional de este reactor es *Evolutionary Power Reactor*.

Los principales objetivos del diseño del EPR son incrementar la seguridad y la competitividad económica mediante mejoras en los diseños PWR de estas compañías y reescalando el diseño para conseguir una potencia térmica de 4590 MW_t y una potencia eléctrica de 1650 MW_e con un rendimiento neto del 36%.

Respecto a los objetivos de seguridad, el diseño del EPR disminuye la frecuencia de daño al núcleo reduciendo la frecuencia de los eventos iniciadores e incrementando y mejorando los sistemas de seguridad. Por otro lado, se han tenido en cuenta la limitación de las consecuencias radiológicas en caso de accidentes severos. Para accidentes sin fusión del núcleo, la arquitectura de los edificios periféricos de la misma forma que los sistemas de ventilación asociados hacen innecesarias medidas de protección para la gente que vive en las proximidades de la unidad dañada. En el caso altamente improbable pero, sin embargo, prevista de un accidente con fusión de núcleo a baja presión, el blindaje del edificio del reactor y los dispositivos paliativos específicos limitarán las emisiones de radiación. Además, el diseño del reactor impide grandes emisiones de forma temprana.

El EPR es un descendiente evolucionado del N4 de Framatome y de los reactores KONVOI de Siemens Power Generation Division. El diseño básico del EPR estuvo listo a finales de 1999. Las valoraciones del diseño han sido llevadas a cabo por organismos regulatorios internacionales y por comparación de los principios de diseño del EPR con los standards internacionales actuales. Las revisiones han sido realizadas por los organismos reguladores de Francia y Francia para los reactores en construcción Flamanville 3 y Okiluoto 3, respectivamente y por el USNRC para el diseño genérico en los Estados Unidos de América. El 15 de Julio de 2009 después de un largo y detallado examen la organización EUR expidió un certificado a AREVA con el que se validaba el excelente nivel de cumplimiento de los 4800 requerimientos solicitados.

Actualmente se están construyendo cuatro unidades de EPR. Las primeras dos, en Finlandia y Francia, llevan mucho retraso en su construcción. La primera central en construcción es Okiluoto-3 que empezó a construirse en 2009 y que se esperaba su entrada en funcionamiento en 2012, no lo hará hasta probablemente 2015. Otras dos unidades comenzaron a construirse en China (Taishan 1 y 2) en los años 2009 y 2010, y los trabajos de construcción están adelantados respecto de lo previsto.

En la tabla 4.1 se muestran las principales características de diseño del EPR.

Requerimientos generales	Requerimientos de funcionamiento
Tipo y capacidad: PWR, 4590 MW _t , 1650 MW _e	Disponibilidad de la central: > 92%
Tiempo de operación de la central: 60 años	Disparos (trips) imprevistos: -
Diseño sísmico (SSE): 0,25	Ciclo de operación: 18 meses
Objetivos de seguridad:	Tiempo de construcción:
Frec. de daño al núcleo < 1,0E-5/RA	
Frec. de emisión de radiación < 10E-7/RA	
Exposición de la radiación por el personal < 0,35 persona-Sv/RA	

Tabla 4.1. Requerimientos generales y de funcionamiento del EPR

4.2. Descripción de los sistemas nucleares

4.2.1. Circuito primario y sus principales características

La configuración del sistema del refrigerante del reactor (RCS) corresponde a la de un diseño convencional de central PWR de cuatro lazos tal y como se muestra en el esquema de la figura 4.1. Lógicamente, se han redimensionado la vasija de presión del reactor (RPV), los generadores de vapor (SG) y el presionador (PZR) para poder generar la potencia calorífica requerida.

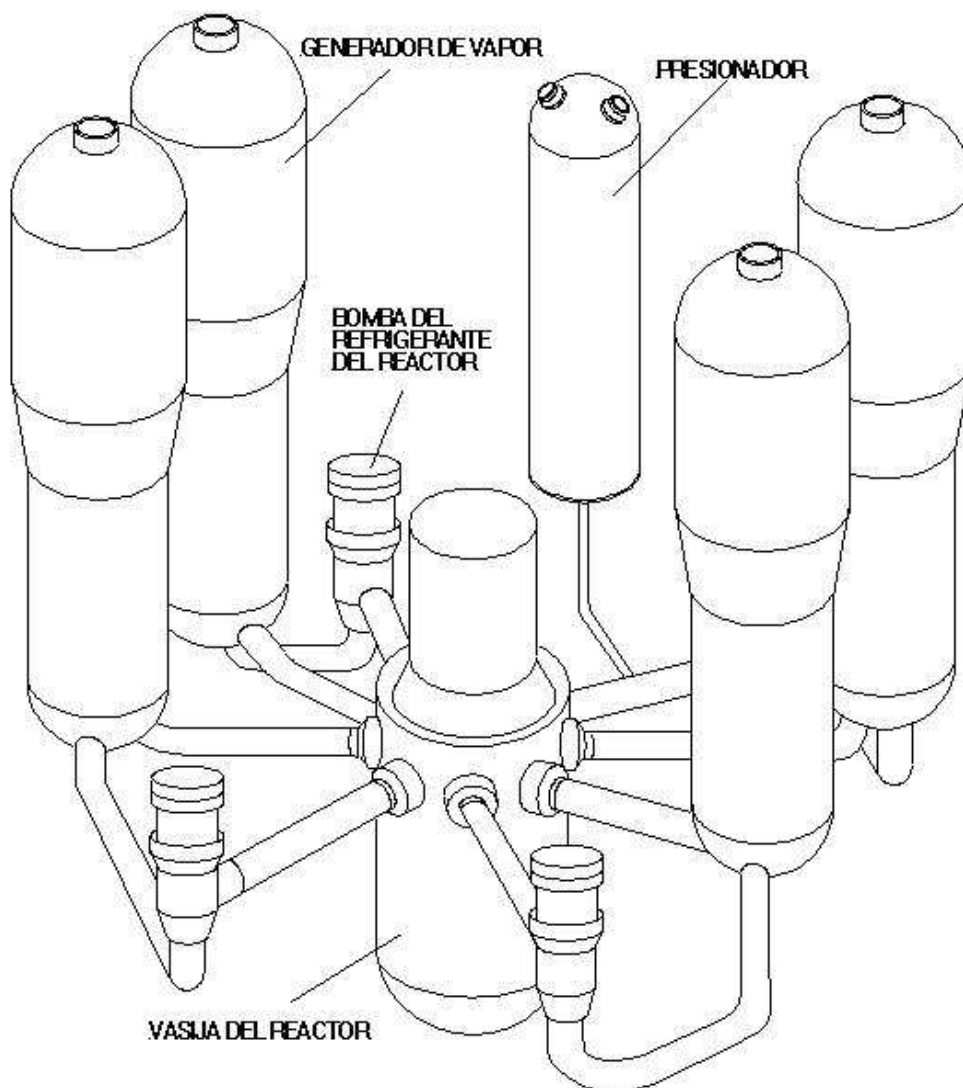


Figura 4.1. Esquema del circuito primario del EPR

La tabla 4.2 muestra las principales características del RCS.

Caudal del refrigerante	33978 kg/s
Presión de operación	15,5 MPa
Temperatura de entrada al núcleo	295,2°C
Temperatura de salida del núcleo	330°C

Tabla 4.2. Principales características del sistema del refrigerante del reactor

En el diseño de la RPV, el volumen libre de agua entre el nivel de las tuberías del refrigerante del reactor y la parte superior del núcleo se ha aumentado con el objetivo de mejorar la mitigación de un LOCA (pequeñas roturas) prolongando el período de tiempo hasta que el núcleo comienza a descubrirse o minimizando la profundidad del núcleo descubierto. Al mismo tiempo el incremento de este volumen contribuye a mejorar la mitigación de accidentes en condiciones de apagado como la pérdida del sistema de extracción del calor residual (RHR), proporcionando un mayor tiempo para la acción de los operadores.

El gran volumen de agua de la cara del secundario del generador de vapor ayuda a suavizar los transitorios de operación y reduce los posibles transitorios debidos a disparos no planeados del reactor. En caso de una total pérdida de todo el suministro de agua de alimentación (incluso de la de emergencia), el tiempo postulado de secado del generador de vapor será mayor de 30 minutos.

La protección contra el exceso de presión de la frontera de presión del refrigerante del reactor en condiciones tanto frías como calientes se lleva a cabo mediante las válvulas de seguridad del presionador en paralelo con el sistema de protección del reactor y el equipo asociado.

4.2.2. Núcleo del reactor y diseño del combustible

El núcleo del reactor está constituido por 241 elementos de combustible mecánicamente idénticos, 36 más que en las cuatro unidades operativas de la serie N4 francesa. Cada elemento de combustible está formado por 265 barras de combustible y 24 tubos guía dispuestos en una matriz 17x17. La tabla 4.3 muestra las principales características del núcleo del reactor y de los elementos de combustible del AP1000.

Altura activa del núcleo	4,200 m
Diámetro equivalente del núcleo	3,767 m
Densidad lineal de potencia calorífica	16,67 kW/m
Densidad de potencia media del núcleo	89,3 MW/m ³
Material del combustible	UO ₂ sinterizado / MOX
Material de revestimiento del combustible	M5 TM (Zr-1%Nb-0,04%Fe-0,1%O)
Diámetro exterior de las barras de combustible	9,5 mm
Espesor de los tubos de revestimiento	0,57 mm
Matriz de la barras de los elementos de combustible	Cuadrada, 17x17
Número de elementos de combustible	241
Longitud total de los elementos de combustible	4,800m
Número de barras de combustible por elemento	265
Número de barras absorbentes por elemento de control	24
Número de barras de control	89
Enriquecimiento del combustible de la recarga en equilibrio	4,95%
Ciclo de combustible	18 / 24 meses
Quemado medio del combustible	60 MWd/kg
Material absorbente quemable	Gd ₂ O ₃
Material absorbentes de las barras de control	Ag-80,In-15,Cd-5 (parte sup.) B ₄ C (parte inferior)
Absorbete neutrónico soluble	H ₃ BO ₃

Tabla 4.3. Principales caract. del núcleo del reactor y de los elementos de combustible del EPR

Las barras de combustible están hechas con la aleación M5TM que contienen pastillas de UO₂ cerámico. La tasa promedio de generación lineal de calor es aproximadamente de 16,67 kW/m, permitiendo un quemado promedio del conjunto por encima de 60 GWd/tU para un ciclo de un año.

Se han alcanzado los objetivos de seguridad básicos mediante un diseño del núcleo con coeficientes de reactividad estabilizados bajo todas las condiciones de presión. El control de reactividad se consigue mediante los cambios en la concentración de boro en el circuito primario y moviendo las barras de control. Como norma, los cambios lentos de reactividad originados por cambios en la concentración de xenón y el quemado son compensados por cambios en la concentración de boro, mientras que los cambios rápidos de reactividad por adaptación del nivel de potencia son compensados por la inserción o retirada de barras de control.

El núcleo también incorpora la posibilidad de insertar MOX en los elementos de combustible hasta un máximo del 50%. Algunos elementos de combustible contienen absorbente quemable (Gd₂O₃) para suprimir el exceso de reactividad, especialmente en el primer núcleo.

El nivel de potencia del reactor es seguido mediante instrumentación externa al núcleo. La capacidad de predecir y medir la distribución de potencia tridimensional en el núcleo se realiza mediante el sistema de instrumentación del interior del núcleo que consiste en un sistema aéreo y un sistema de detectores autoalimentados.

El núcleo cuenta con un sistema de parada rápida consistente en 89 elementos de control o RCCAs (*Rod Cluster Controls Assemblies*). Todos los RCCAs son iguales y cada uno cuenta con 24 barras absorbentes idénticas. Estas barras están hechas de un tubo de acero inoxidable que contienen dos tipos de materiales absorbentes neutrónicos: la aleación AIC en la parte superior y C₄B en la parte inferior.

4.2.3. Manipulación del combustible y sistemas de transferencia

Los elementos de combustible gastado se transfieren a la piscina de combustible en el edificio de combustible. Las estructuras internas del edificio de combustible están desacopladas del muro de protección externo con el objeto de asegurar la integridad de la piscina de combustible gastado bajo una agresión externa. El almacenamiento del combustible y el equipo de manipulación incluyen el almacenamiento de los elementos de combustible gastado y nuevo fuera de la contención con suficiente capacidad de almacenamiento para la descarga completa del núcleo durante un apagón eléctrico.

Los elementos de combustible nuevos se almacenan en el edificio de combustible para permitir un fácil acceso. Dentro del edificio del reactor, una máquina transfiere los elementos de combustible gastado y los nuevos fuera o dentro reactor. Los elementos de combustible son transferidos desde la contención al edificio de combustible y viceversa mediante un tubo de transferencia. El tubo de transferencia del combustible está cerrado por los dos extremos durante la operación normal.

4.2.4. Componentes del circuito primario

Vasija de presión del reactor

La vasija de presión del reactor (RPV) es cilíndrica, con un fondo soldado semiesférico y una tapa superior semiesférica extraíble. La RPV está diseñada para funcionar durante 60 años. Esto se consigue mediante la provisión de un espacio grande de agua y un reflector pesado que rodea al núcleo. Existe un elevado margen de seguridad contra fractura por fragilidad en el diseño del RPV garantizado por el material (acero de baja aleación) y la baja fluencia neutrónica. La superficie interna de la RPV está cubierta de una envoltura de acero inoxidable para mejorar la resistencia a la corrosión.

La parte cilíndrica de la RPV está formada por dos secciones, una superior y otra inferior. La parte superior está fabricada de una sola pieza con ocho toberas. La tapa de cierre de la RPV consiste en dos únicas piezas, la cúpula de cierre y la brida de cierre que se encuentran soldadas. La parte inferior de la RPV está formada por dos estructuras cilíndricas en el nivel del núcleo del reactor, un anillo de transición, y una tapa semiesférica en el fondo sin penetraciones.

La tabla 4.4 muestra las principales características de la RPV.

Diámetro interno de la parte cilíndrica	4,870 m
Espesor de la vasija en la parte cilíndrica	25,0 cm
Presión de diseño	17,6 MPa
Temperatura de diseño	351 °C
Material estructural	Acero 16MND5 ($C \leq 0,2\%$, $Cr \leq 0,3\%$, $Ni \leq 0,3\%$, $P \leq 0,25\%$, $0,45\% \leq Mo \leq 0,3\%$, $0,1\% \leq Si \leq 0,3\%$, $S \leq 0,02\%$)
Altura total interior	13,083 m
Peso en el transporte	520 t

Tabla 4.4. Principales características de la vasija de presión del reactor del EPR

Elementos internos del reactor

Los elementos internos de la RPV se dividen en los correspondientes a la sección superior y los correspondientes a la sección inferior. Los elementos internos de la sección superior se encuentran localizados en la parte superior de la cuba del reactor, acomodando las guías de los RCCAs y la instrumentación del núcleo del reactor. Los elementos internos de la sección inferior están formados por la cuba del núcleo, las estructuras de apoyo del núcleo, el reflector neutrónico, y por el dispositivo de distribución del caudal. Estos elementos se aguantan por medio de un reborde situado en la parte inferior de la RPV. El movimiento de estos elementos está restringido verticalmente en el interior de la vasija por un muelle anular.

Los elementos de combustible se alojan directamente sobre una placa perforada, hecha de acero inoxidable y soldada a la cuba del núcleo. El agua de refrigeración puede fluir a través de la placa del núcleo gracias a cuatro agujeros dedicados para cada elemento de combustible. Se pueden calibrar estos agujeros de tal manera que pueda conseguirse un perfil plano del flujo de refrigerante. El espacio entre la forma exterior poligonal del núcleo y la superficie interior cilíndrica de la cuba del núcleo se rellena de una estructura de acero que reduce la fuga de neutrones rápidos a la pared de la RPV y aplanan la distribución de potencia en el núcleo. Este reflector neutrónico permite ahorrar en el enriquecimiento de combustible. La totalidad de los elementos internos están hechos de acero inoxidable de bajo contenido en carbono en concordancia con la actual práctica de prevenir roturas por corrosión intergranular en un ambiente de agua.

Generadores de vapor

Los generadores de vapor (SG) son del tipo vertical y de tubos en U, dotados con equipamiento de separación de la mezcla. Los generadores de vapor cuentan con un economizador axial con el que se mejora la eficiencia entre el circuito primario y el secundario y se produce un incremento en la presión del vapor a la salida del SG de 0,35 MPa comparada con modelos de SG con la misma superficie de tubos. La tabla 4.4 muestra las principales características de los generadores de vapor del APR1400.

Superficie total exterior de los tubos	7960 m ²
Número de tubos de intercambio de calor	5980
Diámetro exterior de los tubos	19,0 mm
Material de los tubos	Inconel 690
Altura total	24,164 m
Peso en el transporte	550 t

Tabla 4.4. Principales características de los generadores de vapor del EPR

Los tubos de calefacción son soportados por chapas perforadas. Las partes en contacto con el refrigerante del primario están hechas de aleaciones resistentes a la corrosión o revestidas con acero inoxidable austenítico.

Presionador

El presionador (PZR) consiste en una estructura vertical cilíndrica de 13,195 m de altura y 2,820 m de diámetro interno, cerrada en los dos extremos por tapas semiesféricas. Este diseño es similar al convencional pero cuenta con un mayor volumen de agua (75 m^3) y vapor (35 m^3 a plena potencia y 50 m^3 a potencia nula). Las barras calentadoras eléctricas, instaladas en la tapa inferior, proporcionan una potencia calorífica de 2600 kW.

Todas las partes de la frontera de presión, excepto las penetraciones del calentador, están hechas de acero ferrítico, con una envoltura de acero inoxidable austenítico de todas las superficies en contacto con el refrigerante del reactor.

Los sistemas rociadores consisten de tres líneas separadas, dos líneas principales para la operación normal (conectadas a las patas frías) y una línea auxiliar conectada al sistema químico y de control de volumen. Este diseño es fácil de dismantelar, inspeccionar y reemplazar.

Mediante la disposición elegida de la descarga del presionador, pueden realizarse las siguientes funciones de seguridad:

- Protección contra el exceso de presión del sistema de refrigeración del reactor mediante una descarga iniciada automáticamente del vapor, del agua o del fluido en las dos fases.
- Despresurización del sistema de refrigeración del reactor mediante la descarga del vapor, del agua o del fluido en las dos fases en condiciones de la central cuando el rociado del presionador es inviable o no es eficiente.
- Descarga del sistema de refrigeración del reactor para permitir la extracción del calor residual en caso de indisponibilidad de la extracción de calor de la cara del secundario.
- Descarga del sistema de refrigeración del reactor en una situación postulada de fusión del núcleo para garantizar la despresurización a un nivel suficientemente bajo que excluya la posibilidad de un accidente de fusión del núcleo a alta presión y sus graves consecuencias.

Bombas del refrigerante del reactor

Las bombas del refrigerante del reactor (RCP) son verticales, de una etapa, accionadas por motores de inducción trifásicos refrigerados por aire. Las RCP giran a 1500 rpm y el caudal en condiciones promedio es de $7,87 \text{ m}^3/\text{s}$. Son del mismo tipo que se utilizan en las plantas convencionales construidas por Areva en Francia y en el extranjero.

Líneas principales del refrigerante

Las tuberías del RCS están fabricadas de acero inoxidable y están diseñadas según el concepto de exclusión de roturas. Este concepto consiste en una alta calidad en el diseño, construcción y vigilancia, lo que permite descartar un fallo catastrófico de una línea principal de refrigerante en cuanto a sus posibles efectos mecánicos. Esto elimina así la necesidad de diseñar componentes del RCS, tuberías y soportes para contener los efectos dinámicos de roturas grandes. A pesar de todo, un caudal másico equivalente a una rotura del doble de área de una línea principal de refrigerante se ha asumido con realistas asunciones para el diseño del sistema de emergencia de refrigeración del núcleo y para el diseño de la contención.

4.2.5. Sistemas auxiliares del reactor

Sistema químico y de control del volumen

El sistema químico y de control del volumen (CVCS) es un sistema operacional que controla el inventario y la calidad del agua, además de la concentración de boro del circuito primario. De forma

adicional, el sistema ajusta la composición química del RCS y extrae los gases disueltos mediante la desgasificación del fluido descargado. EL CVCS proporciona un recorrido para la carga y descarga del agua del RCS. EL CVCS mantienen el inventario de agua del RCS en el nivel deseado mediante el sistema de control del nivel del presionador y proporciona inyección de agua a las bombas del refrigerante del reactor (RCP) y rociado auxiliar para la refrigeración del presionador cuando el rociado normal de éste elemento se encuentra indisponible.

El CVCS normalmente está en operación continua durante todos los modos de operación de la central desde la operación normal hasta el apagado frío.

Los principales componentes del CVCS se encuentran protegidos de los peligros externos gracias al diseño del edificio y de los internos a que se encuentran físicamente separados o provistos de protección.

Sistema de agua de refrigeración

El sistema de agua de refrigeración (CCWS) tiene la capacidad de transferir calor de los sistemas relacionados con la seguridad y de las cargas operacionales de refrigeración al sumidero de calor mediante el sistema esencial de agua de servicio (ESWS) bajo todas las condiciones normales de operación. Las funciones del CCWS son alcanzadas mediante la utilización de intercambiadores de calor y componentes adecuados como bombas y válvulas.

El CCWS desempeña las siguientes funciones de seguridad:

- Extracción de calor desde el sistema de inyección de seguridad o del sistema de extracción del calor residual al ESWS.
- Extracción de calor desde el sistema de refrigeración de la piscina del combustible gastado al ESWS.
- Refrigeración la barrera térmica de las bombas del refrigerante del reactor.
- Extracción de calor de las salidas de calefacción, ventilación y aire acondicionado (HVAC) de las divisiones 2 y 3.

El CCWS consiste en cuatro trenes separados, que corresponden a las cuatro divisiones de la disposición, y dos conjuntos separados de lazos comunes.

Sistema de agua de servicio esencial

El sistema de agua de servicio esencial (ESWS) consiste en cuatro trenes separados que proporcionan refrigeración a los intercambiadores de calor del CCWS con agua proveniente del sumidero de calor durante todas condiciones de operación de la central, transitorios, y accidentes. Las funciones de seguridad del ESWS son proporcionar agua de refrigeración a los cuatro intercambiadores de calor CCWS/ESWS que a su vez refrigeran los componentes de los sistemas de seguridad, y al sistema de refrigeración de la piscina de combustible durante el tiempo que los elementos de combustible estén en la piscina de almacenamiento del combustible gastado.

Sistema de agua de refrigeración específico para accidentes severos

En el caso de accidentes severos la atmósfera de la contención, el IRWST y el área de diseminación del *corium* serán refrigerados por el sistema de agua de refrigeración específico para accidentes severos. Las bombas y los intercambiadores de calor de este sistema son a su vez refrigerados por dos trenes adicionales CCWS completamente independientes de los cuatro trenes principales CCWS.

El sistema de agua de servicio esencial específico para accidentes severos

Se dedican dos trenes agua esencial de servicio para la refrigeración de los intercambiadores de calor del sistema de agua de refrigeración específico para accidentes severos para la mitigación de los accidentes severos. Estos trenes son completamente independientes de los cuatro trenes principales del ESWS.

4.3. Modos de operación

El EPR tiene la capacidad de ser operado permanentemente en modo automático en cualquier potencia entre el 25 y el 100% de la potencia nominal. Con respecto a las variaciones de la carga, las capacidades del EPR hay dos intervalos de potencia:

- Un intervalo standard comprendido entre el 60 y el 100% de la potencia nominal en el cual la central puede operar la mayor parte del tiempo. En este intervalo es posible retornar al 100% de la potencia nominal con una rampa de 5%/min durante el 80% del ciclo del combustible.
- Un intervalo de operación “inusual” comprendido entre el 25 y el 60% de la potencia nominal. En este rango es posible retornar al 100% de la potencia nominal con una rampa del 2,5%/min durante el 80% del ciclo del combustible.

En todo el rango de operación (0%-100%) la presión del RCS permanece constante mediante el control de presión del RCS.

4.4. Sistemas de instrumentación y control

El diseño de la arquitectura de los sistemas de instrumentación y control (I&C) se basa en criterios de seguridad globales para el diseño del sistema y los requerimientos funcionales sobre los sistemas de proceso. Esto implica un requerimiento de independencia entre los subsistemas I&C para, de esta manera, asegurar que una pérdida de uno de los subsistemas influirá solo marginalmente en el resto de subsistemas I&C.

Los sistemas y equipos I&C se dividen en clases en concordancia con su importancia respecto a la seguridad y con respecto a la fiabilidad, funcionamiento, comportamiento bajo fallos y mantenimiento.

Durante la etapa del diseño básico, se determinó que a las diferentes funciones I&C les fuera asignada una clase propia, y que cualquier función I&C con clasificación más alta (más importante) tuviera prioridad sobre cualquiera que tuviera una calificación más baja. No está permitido que fallos en una función clasificada más baja comprometan las funciones de clasificación más alta.

La automatización I&C propuesta y los sistemas de interface hombre-máquina están basados en la utilización de tecnología digital.

El riesgo potencial de aparición de averías por causa común se reduce por el consecuente uso de la diversidad funcional.

Los sistemas y equipos de seguridad I&C dispondrán de una alta fiabilidad para que no contribuyan de una manera dominante a la indisponibilidad de las funciones de seguridad. La seguridad I&C es de arquitectura redundante, y está diseñada para limitar las consecuencias de los fallos de equipos o mal funcionamientos que podrían resultar de eventos inducidos por fallos internos de los sistemas I&C y sus efectos consecuentes. Las conexiones entre los trenes redundantes son necesarias para el intercambio de información y de órdenes, sin impedir la independencia. Para este fin, los trenes redundantes están instalados en divisiones con separación física y con el mínimo número de interconexiones. Las interconexiones están energéticamente aisladas contra sobretensiones de una división o tren, y se previene que las señales erróneas de un tren afectes a los demás trenes por votación mayoritaria. Las acciones de seguridad necesarias deben poder realizarse a partir de los trenes no perturbados independientes del estado del tren perturbado.

La arquitectura del EPR se organiza en tres niveles. El nivel 0 corresponde a la interface de procesos, el nivel 1 a la automatización de sistemas, y el nivel 2 a la unidad de supervisión y control.

Nivel 2: Instalaciones de la interface hombre-máquina y salas de control

El control de procesos y la supervisión se realizan de forma centralizada desde la sala de control principal (MCR). La MCR proporciona toda la información de los procesos, controles y medios de comunicación necesarios para monitorizar y controlar el estado de la central en todas las situaciones,

incluyendo la puesta en funcionamiento, el mantenimiento, recarga, y operación en condiciones de producción de energía o de accidente.

El sistema de control y de información de procesos (PICS) es un sistema basado en pantallas con un panel de visión de conjunto (POP). Incluye cuatro estaciones de trabajo idénticas (cada una con cinco pantallas) utilizadas para el control de procesos en todas las condiciones de la central. De estas cuatro estaciones, dos estaciones están dedicadas a los operadores de control la central, una tercera se encuentra en modo observación para el supervisor de cambios y/o para el ingeniero de seguridad, y la última estación de trabajo es de reserva por si falla una de las dos primeras.

La MCR también está equipada con medios de comunicación y espacio para trabajo administrativo.

El POP consiste en cuatro pantallas grandes que proporcionan una visión de conjunto de las condiciones y de los principales parámetros de la central y es visible desde todas las posiciones de trabajo y se utilizará para la coordinación entre los operadores.

El diseño del EPR contempla el fallo completo del PICS, y en este caso entra en funcionamiento el sistema de control y de información de seguridad (SICS). El SICS consiste en paneles que comprenden los controles convencionales e indicaciones y pantallas del sistema de visualización cualificado (QDS), permitiendo a los operadores mantener la central en estado estacionario hasta cuatro horas, y asegurar el apagado (caliente o frío) de la central y realizar operaciones posteriores a un accidente en todas las situaciones.

Otras funciones que se realizan desde la MCR o en salas adyacentes son la vigilancia de la seguridad, la monitorización de la protección contra incendios, la monitorización de la radiación, la gestión del mantenimiento y la recogida periódica de muestras, acceso a documentación y a la información grabada.

El EPR está dotado de una estación de apagado a distancia (RSS) que está diseñada para apagar la central y mantenerla en condiciones de apagado, en caso de incapacidad de la sala de control principal o bien para mantener la central en operación normal en caso de pérdida del suministro eléctrico exterior. La RSS está equipada con medios de comunicación externos e internos. La RSS cuenta con su propio PICS con dos estaciones de trabajo del mismo tipo y funcionalidad que los de la MCR y con medios de comunicación internos y externos.

Nivel 1: Sistemas automáticos

Las funciones de automatización del sistema se implementan en el nivel 1 de los sistemas I&C. Los sistemas de automatización son los siguientes:

- ***Sistema de protección (PS).*** La función principal del sistema de protección es monitorizar los parámetros de seguridad en todas las condiciones de base de diseño y activar las funciones de seguridad y de los sistemas de apoyo a la seguridad en caso de eventos iniciadores postulados. El PS también proporciona información sobre los parámetros de seguridad al PICS y SICS. El PS es un sistema digital de I&C cuatro veces redundante basado en la plataforma TELEPERM XS (desarrollada por AREVA).
- ***Sistema de prioridad y control de los actuadores (PACS).*** El control y seguimiento de cada actuador individual está asegurado por los módulos de prioridad y control de actuadores (PAC). El conjunto de estos módulos constituyen el PACS. El PACS también gestiona la prioridad entre las órdenes dadas por diferentes sistemas de I&C sobre los mismos actuadores tales como el PS y el SAS. Como principio general, las señales orientadas con la seguridad se priorizan sobre las demás. Los módulos PAC pertenecen a la plataforma TELEPERM XS.
- ***Sistema de vigilancia del control del reactor y de limitación (RCSL).*** El RCSL realiza funciones de control y de monitorización de la operación del reactor. Esto comprende en particular las funciones de control del núcleo y la limitación de actuaciones sobre las barras. Se trata de un sistema basado en la plataforma TELEPERM XS.
- ***Sistema de control e instrumentación para accidentes severos (SA I&C).*** Este sistema está diseñado para controlar y monitorizar la central después de producirse un accidente severo. Se

trata de un sistema digital distribuido en las divisiones 1 y 4 basado en la plataforma TELEPERM XS.

- **Sistema automático de procesos (PAS).** La principal función del PAS es la de monitorizar y automatizar el funcionamiento de la central en todas las condiciones normales de operación. Se basa en la plataforma SPPA-T2000 (desarrollada por SIEMENS) y se encuentra dividido en las cuatro divisiones de la central.
- **Sistema de automatización de seguridad (SAS).** El principal papel del SAS es manipular las funciones de I&C con objeto de transferir la central a un estado de apagado seguro después de producirse un incidente o un accidente. Se basa en la plataforma SPPA-T2000 y se encuentra dividido en las cuatro divisiones de la central.
- **Sistema I&C de reserva.** El EPR está diseñada para resistir los fallos por causa común de los sistemas digitales I&C. El sistema I&C de reserva está diseñado para manejar un conjunto mínimo de funciones de I&C en una situación posterior a un accidente para eliminar la fusión del núcleo en caso de un accidente de base de diseño sumado a fallo por causa común de la plataforma SPPA-T2000. Este sistema está basado en la plataforma TELEPERM XS.

4.5. La seguridad en el EPR

4.5.1. Requerimientos de seguridad y filosofía del diseño

La estrategia perseguida para el EPR es aumentar los ya de por sí altos niveles de seguridad alcanzados en las centrales francesas y alemanas. Esta estrategia implica mejorar la prevención de los accidentes, incluyendo los accidentes severos, añadiendo características, principalmente relacionadas con la contención, para mitigar las consecuencias de escenarios de graves accidentes postulados – incluyendo situaciones de fusión del núcleo – que eliminen la necesidad de emplear rigurosas contramedidas externas. La probabilidad de tales accidentes postulados ha sido reducida de forma significativa. De hecho, uno de los objetivos del diseño del EPR es reducir la frecuencia de daño al núcleo (CDF). La probabilidad para la fusión del núcleo incluyendo todos los eventos internos y los diferentes riesgos externos e internos es inferior al objetivo de 10^{-5} /reactor-año. El valor medio EUR para las secuencias que potencialmente involucren un fallo temprano de la contención o una gran emisión de radiación es inferior a 10^{-6} /reactor-año.

Para desarrollar la arquitectura de los diversos sistemas se han tenido en cuenta las siguientes orientaciones:

- **Redundancia.** La redundancia de cuatro trenes se utiliza para los principales sistemas de seguridad (inyección de seguridad, suministro de emergencia de agua de alimentación del generador de vapor) y para los sistemas de apoyo asociados (suministros de energía eléctrica y sistemas de refrigeración). Algunos sistemas tienen únicamente una redundancia de dos trenes (el sistema de reserva de boro) o de tres trenes (sistema de refrigeración del foso del combustible gastado).
- **Separación física.** Los diferentes trenes de los sistemas de seguridad están instalados en cuatro divisiones de la unidad de la central para los que se aplica una estricta separación física. De esta manera se evitan las averías comunes resultantes de una agresión externa (inundación, fuego, etc.).
- **Diversidad funcional.** El riesgo que resulta de los fallos comunes que podrían afectar a los sistemas redundantes ha sido reducido por la búsqueda sistemática de la diversidad funcional. Si un sistema redundante se pierde completamente, siempre habrá un sistema alternativo que permita realizar la función del sistema perdido y llevar a la unidad EPR a unas condiciones seguras (pérdida completa del sistema de extracción del calor residual, pérdida del suministro de agua de alimentación del generador de vapor o pérdida completa del sistema de seguridad a media presión).

El diseño de la seguridad del EPR mejora respecto los diseños actuales la protección de los sistemas críticos de eventos externos, la mejora de la interface hombre-máquina y la extensión de los márgenes de tiempo entre los eventos y la respuesta de los operadores de la central.

Otro factor importante en cuanto al desarrollo del diseño de la seguridad del EPR es la mitigación de los accidentes severos. Para satisfacer los objetivos de seguridad respecto de los accidentes severos se han incorporado entre otras medidas:

- Recombinadores catálíticos en caso de producción de hidrógeno.
- Una contención reforzada que soporta una mayor presión.
- Revestimiento refractario de una parte importante del foso del reactor que previene la erosión de la estructura de hormigón en caso de liberación y diseminación del *corium*.
- Control de presión en el interior del edificio del reactor mediante un sistema de extracción de calor de la contención.
- El diseño de los edificios de la central nuclear permite acumular las posibles fugas a través de las penetraciones de la contención y filtrarlas antes de su emisión.

El EPR incluye características pasivas nuevas como,

- Un mayor volumen de presionador y del generador de vapor que proporcionan un aumento de la inercia térmica.
- Menor elevación relativa del núcleo respecto la tubería de la pata fría limitando el descubrimiento del núcleo en caso de LOCAs con pequeña roturas.
- Válvulas de seguridad pasivas del presionador para la protección contra el exceso de presión.
- Área dedicada a la diseminación en el exterior de la cavidad del reactor para evitar la interacción del núcleo fundido con el hormigón, mediante la autodiseminación y la posterior inundación pasiva del *corium*.
- Gran fuente de agua en el IWRST localizado en el interior del reactor, drenando por gravedad la cavidad del reactor y el área de diseminación del *corium*.
- Doble muro de contención con hormigón reforzado en el muro exterior y hormigón pretensado en el muro interior.
- Suministro ininterrumpido de energía eléctrica asegurado con batería en caso apagón de la central y fallo de todos los generadores diesel de emergencia.
- Extracción del hidrógeno de la atmósfera de la contención mediante recombinedotes pasivos autocatalíticos.

Análisis de diseño determinista

En los análisis deterministas los diferentes eventos son categorizados en cuatro categorías de condición de la central (PCCs) en correspondencia con las frecuencias anticipadas de los sucesos; PCC1 cubre estados de operación normal, y de PCC2 a PCC4 involucran sucesos operacionales anticipados, y accidentes infrecuentes y limitantes.

Se aplican los rigurosos límites radiológicos para la operación normal, para los sucesos operacionales anticipados y también para los accidentes.

Se han introducido dos categorías de reducción de riesgo (RRCs), y los escenarios representativos definidos por ambas categorías. RRC-A considera las características adicionales para prevenir accidentes en progresión hasta a una situación de fusión en el núcleo, y RRC-B considera la prevención de importantes emisiones con objeto de proporcionar una base de diseño para las características de reducción del riesgo. Típicos ejemplos en la reducción de las características del riesgo son:

- Sistema primario de descarga en la contención, en el evento de pérdida total de refrigeración del secundario (RRC-A).
- Características para diseminar y refrigerar el *corium*, para recombinar el hidrógeno, y para extraer el calor de la contención en el evento de una situación de fusión del núcleo (RRC-B).

Riesgos externos e internos

Los riesgos externos e internos no están normalmente directamente asignados a categorías específicas de la condición de la central o a categorías de la reducción del riesgo con el fin de eliminar el estudio de numerosas secuencias. Pero los principales principios detrás de las bases del diseño determinista y la aproximación de la reducción del riesgo, es decir, el evento más probable, las reglas más conservadoras y los criterios aceptables se aplican también para tratar con los riesgos externos e internos.

Los siguientes riesgos internos son cubiertos en el diseño del EPR:

- Roturas y fugas de tuberías, fallo de las vasijas, tanques, bombas y válvulas
- Inundación
- Misiles internos
- Caída de cargas
- Explosiones internas
- Fuego

Los principales riesgos externos considerados en el diseño del EPR son:

- Terremotos
- Impacto de un avión
- Onda de presión de una explosión

Los riesgos externos son dependientes del emplazamiento.

4.5.2. Sistemas de seguridad del EPR

Configuración de los sistemas de seguridad

La disposición de los sistemas de seguridad importantes (inyección de seguridad, agua de alimentación de emergencia, alivio del vapor principal, cadena de refrigeración, energía eléctrica de emergencia) comprende cuatro divisiones separadas. Se favorece un enfoque simple y directo del diseño del sistema, y de este modo se facilita la comprensión del operador de la respuesta de la central y se minimizan los cambios de configuración. La configuración en cuatro trenes ofrece la posibilidad de prolongados períodos de mantenimiento sobre partes o incluso sistemas enteros, útil para el mantenimiento preventivo y el trabajo de reparación durante la operación normal.

La función de cualquiera de los sistemas de seguridad puede conseguirse mediante un sistema (o grupo de sistemas) diferente en los malfuncionamientos eventuales. En el diseño del EPR se han dedicado grandes esfuerzos en evitar los posibles escenarios de fusión del núcleo a alta presión. La prevención de tales escenarios implica la necesidad de incorporar un sistema de extracción de calor desde el circuito secundario altamente fiable.

Las detalladas investigaciones de los sistemas pasivos versus los sistemas activos han comportado la selección de un sistema de agua de alimentación de emergencia (EFWS) activo con suministro diversificado de energía a las bombas con el que se consigue una gran fiabilidad.

Sistema de inyección de seguridad

El sistema de inyección de seguridad (SIS) proporciona inyección de seguridad a las patas frías y calientes del RCS. El SIS cuenta con un depósito de agua (borada) de reabastecimiento de la contención (IWRST) localizado en el fondo de la contención. También cuenta con 4 acumuladores (uno para cada tren) con un volumen de 50 m³ diseñados para entrar en servicio cuando la presión cae por debajo de 4,5 MPa.

Durante un accidente base de diseño el SIS transfiere el calor residual al último sumidero de calor mediante intercambiadores de calor. El sistema de rociadores de la contención únicamente será utilizado para extraer calor en caso de accidentes severos. Los sistemas de seguridad del circuito primario están diseñados según rigurosos criterios de aprobación para asegurar la limitación de daños en el combustible, incluso en el caso de grandes roturas. La figura 4.2 muestra un esquema del SIS.

En caso de ruptura de tubos del generador de vapor, el generador de vapor afectado será aislado en el sistema secundario. Después de un transitorio inicial, la presión en el circuito primario y en el secundario se igualará en un nivel por debajo de los puntos de tarado de las válvulas de seguridad de este generador de vapor, limitando a niveles despreciables las emisiones radiactivas.

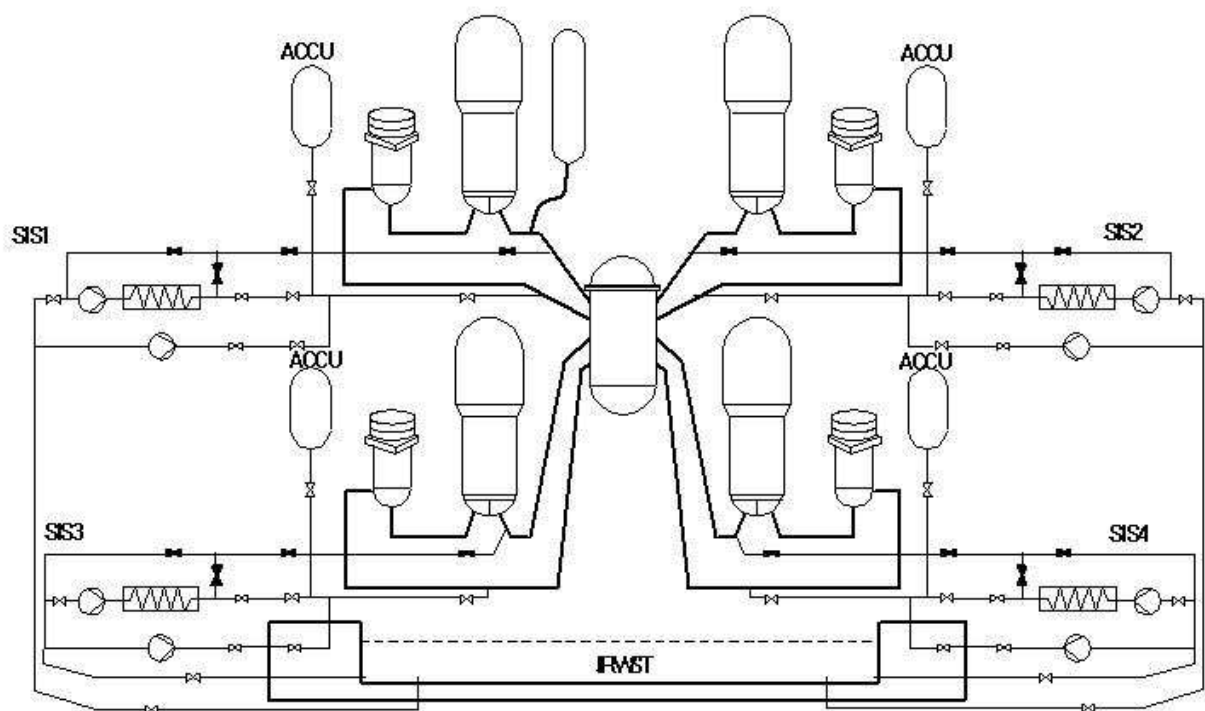


Figura 4.2. Esquema del sistema de inyección de seguridad (SIS)

El sistema de inyección de seguridad (SIS) mitiga los accidentes de pérdida de refrigerante de todos los tamaños para asegurar una limitación del daño al combustible, incluso en el caso de grandes roturas, o de eventos específicos diferentes de un LOCA, como roturas en la línea principal de vapor y las secuencias que conducen a alimentar y sangrar.

Depósito de almacenamiento de agua de reabastecimiento de la contención

El depósito de almacenamiento de agua de reabastecimiento de la contención (IWRST) constituye la fuente de emergencia de agua para la refrigeración del núcleo. El IWRST está localizado en el interior de la contención, en el nivel más bajo, entre la cavidad del reactor y el cilindro de protección. En el caso de accidentes de pérdida de refrigerante, o en situaciones de alimentación y sangrado, el sistema de inyección de seguridad se alimenta del IWRST. La mezcla de agua y vapor que se escapa a través de fugas, y a través de válvulas de sangrado, respectivamente, es devuelta al IWRST. En el

caso de accidentes severos el IRWST proporcionaría agua para inundar y enfriar el *corium* fundido localizado en el área de diseminación. Además, el IRWST proporciona agua para la operación de inundación del foso del reactor y las piscinas durante la recarga.

Sistema de agua de alimentación de emergencia

El sistema de agua de alimentación de emergencia (EFWS) consiste en cuatro trenes independientes y separados, cada uno de los cuales proporciona inyección de agua a uno de los cuatro generadores de vapor.

Cada una de las bombas del EFWS succiona agua de una piscina propia situada en la división correspondiente de los edificios de seguridad. Las cuatro bombas del EFWS se alimentan mediante puertos de emergencia. Además, dos de ellas están conectadas a generadores diésel diversificados, reduciendo de esta manera la probabilidad de fallo por causa común de todos los suministros de energía de emergencia.

A diferencia de lo que ocurre con las centrales de agua a presión existentes, el EFWS del EPR no tiene funciones operacionales. Un sistema de arranque y apagado (SSS) se utiliza para las operaciones de arranque y apagado. El SSS se arranca automáticamente en caso de pérdida del agua principal de alimentación, minimizando de esta manera la necesidad del EFWS.

En el caso de una rotura de tubos en un generador de vapor, el sistema de agua de alimentación de emergencia extrae el calor mediante los generadores de vapor intactos. En este caso se permite aumentar la presión en el generador de vapor afectado y, de esta manera, reducir o eliminar el flujo desde el primario al secundario; la máxima presión permanecerá por debajo del nivel reapertura de las válvulas de seguridad de los generadores de vapor. El EFWS mantiene el inventario de agua de al menos un generador de vapor por encima del nivel adecuado para mantener la transferencia de calor del primario al secundario, asumiendo un fallo único.

El EFWS proporciona suficiente capacidad de extracción de calor y autonomía como para asegurar la extracción del calor residual de forma continuada durante 24 horas con una temperatura final del RCS no superior a las condiciones de apagado caliente. Esto también debería conseguirse bajo la asunción que ni el suministro eléctrico de fuentes externas ni el último sumidero de calor estén disponibles.

Sistema de extracción del calor residual

El sistema de extracción del calor residual (RHRS) está diseñado para transferir el calor residual desde el RCS (a bajas temperaturas) mediante el sistema de agua de refrigeración (CCWS) y el sistema de agua de servicio esencial (ESWS) al último sumidero de calor, cuando resulta insuficiente la extracción de calor mediante los generadores de vapor. Además, el sistema asegura una continuada transferencia de calor desde el RCS o desde el IRWST durante condiciones de apagado en frío o en condiciones de recarga.

El RHRS consiste en cuatro trenes independientes, cada uno de los cuales utiliza la bomba y el intercambiador del SIS. La bomba del SIS succiona desde la pata caliente del RCS y descarga mediante los intercambiadores de calor a una pata fría del RCS. Los intercambiadores de calor del SIS se refrigeran mediante los trenes del CCWS asociados, localizados en la misma división. Durante la operación normal, únicamente se utilizan dos trenes RHR para la refrigeración y el apagado en frío. Los cuatro trenes permanecen inutilizados excepto si la temperatura se sitúa por debajo de 100°C.

En caso de rotura de uno de los trenes del RHRS en el exterior de la contención, el tren afectado es aislado automáticamente.

Sistema de borado suplementario

La función de seguridad del sistema de borado suplementario (EBS) es asegurar, para cualquier evento condición DBC o evento RRC-A, una capacidad de borado suficiente del RCS que permita alcanzar el estado de apagado seguro. El EBS consiste en dos trenes separados e independientes, cada uno de ellos capaz de inyectar la cantidad total de ácido bórico concentrado requerido para el

apagado en frío desde el estado estacionario de funcionamiento. Uno de los dos trenes EBS puede ser utilizado para pruebas hidrostáticas periódicas del RCS.

4.5.3. Gestión de accidentes severos

El objetivo del diseño de EPR es restringir las acciones de respuesta a la emergencia fuera del emplazamiento a las proximidades de la central. Por consiguiente, resulta esencial mantener la integridad de la contención. El EPR incluye medidas para la prevención y mitigación que eviten la fusión de la base y la presurización durante largos períodos de tiempo, la deflagración del hidrógeno, y la liberación de productos radiactivos al medio ambiente.

Son medidas de prevención:

- En la interacción del núcleo fundido con el hormigón, la diseminación del *corium* fundido en un compartimento provisto de una capa protectora y un dispositivo especial de refrigeración.
- En las situaciones de alta presión con el núcleo fundido los sistemas de extracción del calor residual son complementados mediante dos válvulas de alivio del presionador. La despresurización elimina el riesgo de fallo por alta presión de la vasija de presión del reactor, de calentamiento directo de la contención con un potencial fallo temprano de la contención. No obstante, en el diseño se tiene en cuenta la posibilidad de una rotura instantánea de la vasija del reactor a una presión de 2,0 MPa.
- Las concentraciones elevadas de hidrógeno en la contención pueden reducirse mediante recombinadores pasivos autocatalíticos.
- Las explosiones de vapor en el exterior de la vasija, minimizando la cantidad de agua en el área de diseminación del *corium*.

Son medidas de limitación de las emisiones de productos radiactivos:

- El *corium* refrigerado en la contención y los productos de fisión retenidos por la cubierta de agua.
- La preservación de las funciones de la contención debido a lentas tasas de fuga, fiables funciones de aislamiento de la contención, prevención de la fusión de la base, resistencia a presiones con las que afrontar eventos energéticos.
- Reducción de presión en el interior de la contención por extracción de calor.
- Recoger las fugas inevitables de la contención y liberarlas mediante la chimenea después de un filtrado.

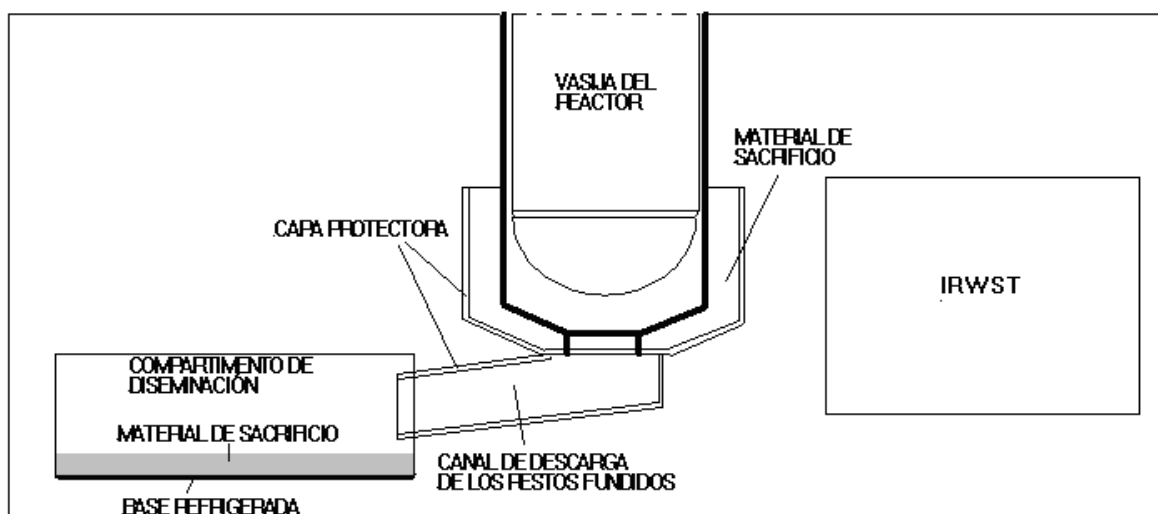


Figura 4.3. Esquema del sistema de retención de los restos fundidos del núcleo

4.5.4. Sistemas eléctricos relacionados con la seguridad

Las cargas de los sistemas de seguridad y algunas cargas de sistemas que no son de seguridad están conectadas al sistema de suministro de energía de emergencia (EPSS). Las cargas del sistema de seguridad son aquellas que son necesarias para el apagado seguro del reactor, mantenerlo en condiciones de apagado, extraer el calor residual y el almacenado y evitar la liberación de sustancias radiactivas, en condiciones de accidente. La conexión directa entre el suministro de energía normal y el de emergencia permite una separación simple y segura del suministro normal en caso de activación del modo de emergencia.

El EPSS está alimentado normalmente directamente desde el sistema nuclear de suministro de energía (NPSS). De todas formas, en el evento de pérdida de potencia, o de tensión y/o de frecuencia fuera de los rangos definidos, el EPSS se desconecta automáticamente del NPSS mientras que 4 generadores diesel de emergencia (EDGs, uno para cada división) realimentan el EPSS. Los generadores diesel se alojan en edificios separados del resto de la central y están protegidos contra peligros internos y externos. El requisito de autonomía es equivalente al de tres días de funcionamiento a plena potencia.

En caso de pérdida de suministro eléctrico dentro y fuera del emplazamiento, y de todos los generadores diesel (evento SBO o de apagón en la estación), dos generadores diesel adicionales e independientes de los EDGs proporcionan una fuente alternativa de energía eléctrica con una autonomía equivalente a 24 horas de funcionamiento a plena potencia.

Hasta el comienzo del evento SBO, unas baterías del EPSS de dos horas suministran corriente continua para las cargas requeridas, incluido los inversores y sus cargas críticas como el suministro de energía I&C y el control de tensión. Esto proporciona tiempo suficiente para que de forma manual, desde la sala de control se accionen los dos generadores diésel adicionales.

4.6. Edificios y estructuras

4.6.1. Disposición de los edificios

La disposición de la central está gobernada por un número de principios derivados de la experiencia obtenida de la construcción y operación de centrales nucleares en Francia y Alemania. La disposición de la central (figura 4.4) intenta seguir las reglas generales y recomendaciones relativas a la circulación del personal, el mantenimiento, la inspección en servicio, la manipulación de equipos, el intercambio de componentes, la protección contra las radiaciones, la protección contra incendios y la seguridad industrial. También está influenciada por los requerimientos en cuanto a la mitigación de los accidentes severos.

La central está diseñada para soportar los impactos de eventos internos y externos. Con respecto a los terremotos y ondas de presión debidas a explosiones, los edificios y estructuras están reforzados para que el colapso de las estructuras no ponga en peligro las funciones de los equipos de seguridad, y para que los propios equipos puedan soportar los efectos dinámicos en el interior de los edificios.

La protección contra las emergencias internas y externas se ha asegurado mediante la separación en divisiones de los sistemas de seguridad y por la protección física que suponen la contención.

El edificio del reactor (RB) y los edificios de seguridad y combustible que lo rodean comparten cimientos. La mayor parte de los sistemas relacionados con la seguridad, diseñados con una cuádruple redundancia, se encuentran localizados en cuatro divisiones independientes con una completa separación física. Los sistemas eléctricos y los de instrumentación y control están asignados a estas divisiones, sobre un nivel superior del edificio.

Los otros edificios, tales como el edificio de acceso y el edificio de sistemas nucleares auxiliares, se encuentran localizados juntos a los edificios de seguridad y de combustible. El edificio de turbinas y el edificio de componentes eléctricos asociados están separados de la isla nuclear.

El sistema primario está distribuido simétricamente en el edificio del reactor. Se han dispuesto muros de hormigón entre los distintos lazos y entre las patas calientes y frías de cada lazo a fin de proporcionar protección contra posibles fallos. El presionador está localizado en un compartimento separado. Un muro de hormigón rodea completamente el circuito primario y lo protege de impactos y reduce la radiación del circuito primario a los alrededores.

Se ha provisto de una piscina de agua en el interior de la contención para almacenamiento de los componentes internos superiores del núcleo durante la recarga, y para todos los componentes internos del núcleo durante la inspección y de esta manera proporcionar protección contra las radiaciones.

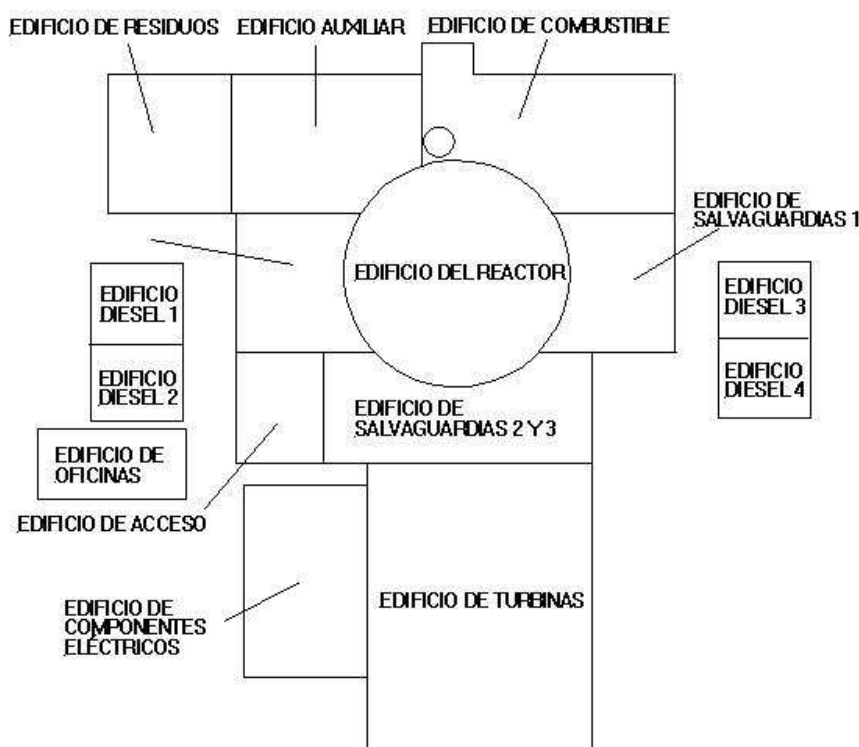


Figura 4.4. Esquema de la distribución de edificios en el EPR

4.6.2. Edificio de contención

Las dimensiones del edificio de contención (cilíndrico con cúpula esférica) son de 57,5 m de alto y 46,8 m de diámetro.

Se decidió para el EPR adoptar un diseño de la contención de doble barrera de hormigón. Para la contención interna se utiliza la tecnología de hormigón pretensado recubierto de acero. El muro exterior es de hormigón armado con un espesor de 1,30 m.

Integridad de la contención

El requerimiento sobre limitaciones de las consecuencias radiológicas al medio ambiente de la central incluso bajo condiciones de accidentes severos implica demandas sobre la contención como la última barrera contra las emisiones radiactivas.

La temperatura y presión máximas alcanzadas durante la mayoría de los transitorios severos no debe exceder el valor de diseño, es decir 170°C y 550 kPa, respectivamente. El índice de fugas del interior de la contención es del 0,3% del volumen de la contención por día bajo la presión del accidente.

Para la extracción del calor residual desde el interior de la contención posterior a un accidente severo se proporciona el sistema de extracción de calor de la contención. Su función principal consiste en mantener la presión en el interior de la contención por debajo del valor de diseño, y disminuir este valor para restringir las emisiones de los productos de fisión a través de las fugas postuladas de la contención. Para este propósito, se ha seleccionado un sistema de rociado con intercambiadores de calor (con todos los componentes activos localizados en un compartimento especial fuera de la contención).

La integridad de la contención y la fusión del núcleo generada que sigue los a accidentes severos tienen que ser controladas. De esta manera, el diseño del foso del reactor ha sido modificado respecto los anteriores diseños. El foso del fondo del reactor está conectado por una pendiente a un área de diseminación, que se ha proporcionado para recoger los restos fundidos del núcleo y que está separada del tanque de almacenamiento de agua del interior de la contención para eliminar explosiones de vapor. En una etapa posterior del accidente, se realizará una refrigeración con agua que se introducirá de forma pasiva. El vapor generado se condensará por medio de un sistema de extracción de calor de la contención proporcionado exclusivamente para estas secuencias accidentales.

Una capa resistente a las altas temperaturas en la base del reactor y un área de diseminación previenen la interacción entre el hormigón y el material fundido del núcleo.

La acumulación del hidrógeno que se puede producir en determinados accidentes, es controlada por recombinadores catalíticos.

5. APR1400 (Advanced Power Reactor 1400)

5.1. Aspectos generales

El *Advanced Power Reactor 1400* (APR1400) o Reactor de Producción de Energía Avanzado es un reactor de agua ligera avanzado desarrollado por la empresa *Korea Hydro and Nuclear Power* (KHNP) de la República de Corea. El diseño está basado en la experiencia acumulada en el desarrollo del diseño de la *Korean Standard Nuclear Power Plant* (KSNPP), una central del tipo PWR de 1000 MWe. El APR1400 también incorpora una serie de modificaciones en el diseño y mejoras destinadas a incrementar los objetivos de seguridad necesarios para satisfacer los nuevos requisitos de licenciamiento como la mitigación de accidentes severos.

Como el APR1400 es una evolución de su predecesor, el KSNPP, la configuración básica del sistema nuclear de producción de vapor es la misma, es decir, consta de dos generadores de vapor con cuatro bombas de refrigeración con una disposición de dos patas calientes y cuatro patas frías tal y como se muestra en la figura 5.1. De todas formas, el APR1400 presenta diversas características avanzadas tales como la inyección directa en la vasija del reactor del sistema de inyección de seguridad, el sistema de suministro de agua de reabastecimiento de la contención, el sistema avanzado de despresurización de seguridad, y los sistemas de mitigación de accidentes severos. El nivel de potencia nominal del APR1400 es al menos de 1400 MWe, lo que supone un 40% más que en el KSNPP. La sala de control principal, diseñada teniendo en cuenta los factores humanos y los sistemas de instrumentación y control (I&C) totalmente digitalizados, es otro ejemplo en la mejora del diseño. La disposición general ha sido mejorada a partir de las experiencias en la construcción y operación del KSNPP.

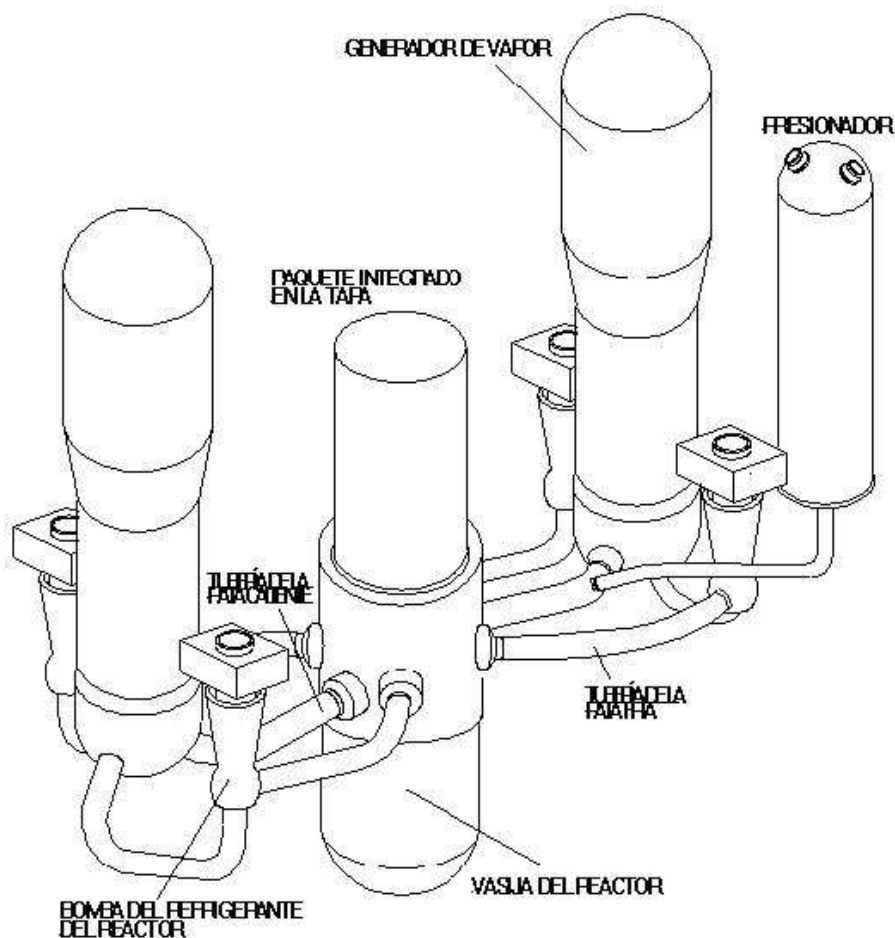


Figura 5.1. Configuración del sistema del refrigerante del reactor del APR1400

El desarrollo del diseño del APR1400 se ha realizado en tres fases. En la fase I (1992-1994) se realizó el diseño conceptual y se establecieron los principales objetivos de seguridad y funcionamiento. En la tabla 5.1 se muestran los principales requerimientos de diseño para el APR1400.

Requerimientos generales	Requerimientos de funcionamiento y objetivos económicos
Tipo y capacidad: PWR, 3983 MWt 1400 MWe	Disponibilidad de la central: mayor que el 90%
Tiempo de operación de la central: 60 años	Disparos imprevistos: menor que 0,8 por año
Diseño sísmico: SSE 0,3 g	Ciclo de operación: 18 meses o mayor
Objetivos de seguridad:	Tiempo de construcción: 48 meses
Frec. de daño al núcleo < 1.0E-5/RA	Objetivo económico: Costes un 20% menor que otras fuentes de energía competitivas
Frec. de emisión de radiación <1.0E-6/RA	
Exposición de la radiación por el personal < 1 persona-Sv por RA	

Tabla 5.1. Principales requerimientos de diseño del APR1400

En la fase II (1995-1999) se desarrolló el diseño básico que tendría que satisfacer los requerimientos de diseño, se detallaron las especificaciones de los componentes principales, y se realizó el Informe Estándar de Análisis de Seguridad (SSAR). En la fase III (1999-2001) se realizó una optimización del diseño con el objetivo de mejorar la competitividad económica, la operatividad y el mantenimiento pero conservando todos los objetivos de seguridad propuestos en el diseño original. En Mayo de 2002 el APR1400 obtuvo la aprobación del diseño estándar por parte de la Agencia Reguladora Coreana (KINS).

La primera central nuclear con el diseño del APR1400 se ha construido en la República de Corea junto a las unidades 1 y 2 de la central nuclear de Kori. Se trata de dos unidades gemelas, Shin-Kori 3 y 4. Se espera una primera carga de combustible para Enero de 2013 y la puesta operativa en servicio en Septiembre del mismo año (3 años más tarde de lo previsto inicialmente).

5.2. Descripción de los sistemas nucleares

5.2.1. Circuito primario y sus principales características

Los principales componentes del circuito primario son la vasija de presión del reactor (RPV), dos lazos de refrigeración del reactor, cada uno de los cuales contiene una pata caliente y dos frías, un generador de vapor (SG), y dos bombas de refrigeración (RCPs), y un presionador (PZR) conectado a una de las patas calientes. En la figura 5.2 se muestra un esquema del circuito primario. Los dos generadores de vapor y las cuatro bombas de refrigeración del reactor se disponen de forma simétrica. Los generadores de vapor se encuentran elevados respecto de la vasija del reactor con el propósito de favorecer la circulación natural. Para purgar y drenar, el presionador se sitúa por encima de las tuberías del refrigerante del reactor. La tabla 5.2 muestra las principales características de sistema del refrigerante del reactor.

Caudal másico de refrigerante	20991 kg/s
Presión de operación	15,5 MPa
Temp. del refrigerante a la entrada del núcleo	290,6 °C
Temp. del refrigerante a la salida del núcleo	323,9°C

Tabla 5.2. Principales características del sistema del refrigerante del reactor del APR1400

En el diseño de la vasija de presión del reactor, se han conectado cuatro líneas de inyección directa a la vasija (DVI) para suministrar agua de refrigeración al núcleo desde el depósito de almacenamiento de agua de reabastecimiento de la contención (IRWST). Se han añadido sondas de nivel en la pata caliente para realizar el seguimiento del nivel de agua durante la operación a la mitad del bucle. Las válvulas de seguridad instaladas en la parte superior del presionador han sido reemplazadas por válvulas de alivio de seguridad (POSRVs) con las que se obtendrá protección contra exceso de presión del sistema de refrigeración del primario, despresurización en caso de producirse el evento de pérdida total de agua de refrigeración, o despresurización rápida en caso de accidentes severos para evitar de esta manera el calentamiento de la contención.

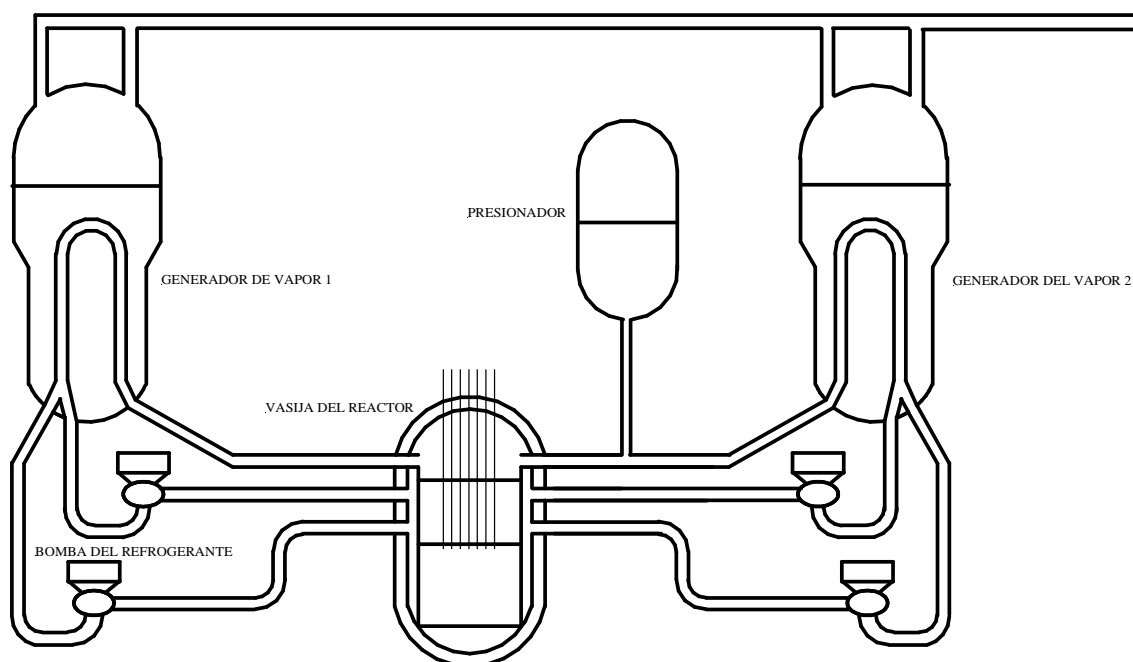


Figura 5.2. Esquema del circuito primario del APR1400

5.2.2. El núcleo del reactor y diseño del combustible

El núcleo del APR1400 está diseñado para generar 3,987 GW de potencia térmica con una densidad volumétrica de potencia media de $100,9 \text{ W/cm}^3$. El núcleo del reactor consiste en 241 elementos de combustible constituidos por barras de combustible que contienen dióxido de uranio (UO_2) en una matriz de 16×16 . Se ha considerado la posibilidad de utilizar hasta un tercio de la carga del combustible de MOX (Óxidos Mixtos) en el diseño del núcleo, y se han instalado Elementos de Control (CEAs) adicionales con el objeto de incrementar la capacidad de controlar la reactividad, si fuera necesario, en caso de utilizar MOX. El número de CEAs en el diseño estándar es de 93 con una reserva adicional de 8 CEAs. Cada elemento de combustible está formado por 236 barras de combustible y 5 tubos guía (4 para CEAs y 1 para monitorización del flujo neutrónico). Los materiales absorbentes utilizados para las barras completamente de control (76) son bolitas de carburo de boro (B_4C). Se utiliza la aleación Inconel 625 como material absorbente para las barras parcialmente de control.

El núcleo está diseñado para un ciclo de operación de 18 meses con un quemado de aproximadamente 55.000 MWD/MTU, y tiene un margen térmico incrementado en más del 10% para mejorar la seguridad y el funcionamiento operativo. Una porción de las barras de combustible contiene uranio mezclado con absorbente quemable de $\text{Gd}_2\text{O}_3\text{-UO}_2$ para suprimir el exceso de reactividad posterior a la recarga y ayudar a controlar la distribución de potencia en el núcleo. La monitorización de la forma del flujo neutrónico se realiza mediante 45 elementos de instrumentación en el núcleo.

Los elementos de combustible avanzados proporcionan una mejora termohidráulica y una mayor integridad estructural gracias a la incorporación de tensores. La mejora en el grado de quemado es debida a la optimización geométrica de los elementos y barras de combustible, y a la adopción de un revestimiento formado por una aleación de circonio y neodimio.

La tabla 5.3 muestra las principales características del núcleo del reactor y de los elementos de combustible del APR1400.

Altura activa del núcleo	3,81 m
Diámetro equivalente del núcleo	3,63 m
Inventario de combustible	-
Densidad lineal de potencia calorífica	18,38 kW/m
Densidad de potencia media del combustible	38,44 kW/kgU
Densidad de potencia media del núcleo	100,9 MW/m ³
Material del combustible	UO ₂
Material de revestimiento del combustible	Zircaloy-4 (Zr-1,5%Sn-0,2%Fe-0,1%Cr-0,1%O)
Diámetro exterior de las barras de combustible	9,5 mm
Matriz de la barras de los elementos de combustible	Cuadrada, 16x16
Número de elementos de combustible	241
Número de barras de combustible por elemento	236
Número de barras absorbentes por elemento de control	4 o 12
Número de barras de control (totalmente / parcialmente)	76 /17
Enriquecimiento del combustible de la recarga en equilibrio	4,09%
Ciclo de combustible	18 meses
Material absorbente de las barras de control	B ₄ C
Absorbete neutrónico soluble	Boro

Tabla 5.3. Principales características del núcleo del reactor y de los elementos de combustible del APR1400

5.2.3. Manipulación del combustible y sistemas de transferencia

El sistema de manipulación del combustible está diseñado para una manipulación rápida y segura de los elementos de combustible desde la recepción del combustible fresco hasta el envío del combustible gastado. Los principales equipos del sistema son la máquina de recarga, la plataforma de cambio de CEAs, el sistema de transferencia de combustible, el elevador del combustible fresco, el elevador de CEAs y la máquina de manipulación del combustible gastado. La máquina de recarga está localizada en el edificio de contención e introduce y extrae los elementos de combustible en el núcleo del reactor. La máquina del combustible gastado, localizada en el edificio de combustible, transporta el combustible (o lo recibe) al sistema de transferencia del combustible, al ascensor del combustible fresco y aloja el combustible gastado.

5.2.4. Componentes del circuito primario

Vasija de presión del reactor

La vasija de presión del reactor (RPV) consiste en una vasija cilíndrica montada verticalmente con una tapa inferior semiesférica soldada a la vasija y una tapa superior semiesférica extraíble. La RPV contiene las estructuras internas, las estructuras de soporte del núcleo, los elementos de combustible,

las barras de control y componentes de control e instrumentación. La tabla 5.4 muestra las principales características de la RPV.

Diámetro interno de la parte cilíndrica	4,655 m
Espesor de la vasija en la parte cilíndrica	28,4 cm
Presión de diseño	17,2 MPa
Temperatura de diseño	343,3 °C
Material estructural	SA508
Altura total interior	14,800 m
Peso en el transporte	573 t

Tabla 5.4. Principales características de la vasija de presión del reactor del APR1400

La integridad estructural de la vasija del reactor se verifica a través del dimensionamiento estructural y la evaluación de la fatiga, en la que se calcula los esfuerzos de las tapas, armazón y toberas bajo cargas térmicas y de presión.

Las cuatro toberas de inyección directa a la vasija (DVI) están unidas a la vasija del reactor para la inyección directa de refrigerante de emergencia como una parte del sistema de inyección de seguridad. La tobera DVI se sitúa por encima de las toberas de la pata fría con la finalidad de eliminar la interferencia con las toberas externas de la vasija del reactor y la estructura de apoyo.

El tiempo de operación para la vasija del reactor es de 60 años gracias al uso de acero de bajo contenido en carbono, el cual contiene niveles bajos de Cu, Ni, P, S comparados con los diseños actuales, aumentando la resistencia a la fractura por fragilidad. La superficie interna de la vasija del reactor está revestida de acero inoxidable austenítico o aleación Ni-Cr-Fe.

Las dos toberas de salida, las cuatro de entrada, las cuatro toberas DVI y las 61 toberas de instrumentación del núcleo (ICI) están soldadas. La tapa superior se une a la vasija mediante pernos. Sobre esta tapa están soldadas las toberas del mecanismo de subida y bajado de las barras de control (CEDM).

Elementos internos del reactor

Los elementos internos del reactor consisten en las estructuras de soporte del núcleo, lo que incluye la cuba de soporte del núcleo, la estructura superior de guías de los elementos de la cuba y la estructura de soporte inferior, y las estructuras internas. Las estructuras de apoyo del núcleo están diseñadas para soportar y orientar los elementos de combustible del núcleo del reactor y las barras de control, y para dirigir el refrigerante del reactor al núcleo. El refrigerante del circuito primario fluye a través de las toberas de admisión de la vasija del reactor desde la bomba de refrigerante del reactor, y pasa a través del espacio anular que hay entre la vasija del reactor y la cuba del núcleo, y desde la parte inferior del núcleo asciende para, finalmente, salir por las toberas de salida de la vasija del reactor conectadas a las patas calientes.

La cuba de soporte del núcleo y la estructura de guías superior se apoyan por su parte superior en el reborde de la vasija del reactor. El espesor del reborde se ha incrementado para satisfacer los nuevos (más exigentes) requerimientos de seguridad sísmica. Todos los elementos internos del reactor están fabricados de acero inoxidable austenítico excepto para el anillo de sujeción, que está hecho de acero inoxidable de alta resistencia. El anillo de sujeción absorbe las vibraciones causadas por la carga en la dirección axial de las estructuras internas. La estructura de guías superior, que consiste en la plataforma de alineamiento de los elementos de combustible, tubos para cubrir los elementos de control, la plataforma de las cubiertas de los CEAs y la estructura superior de apoyo de la cuba es extraída desde el núcleo como una única unidad durante la recarga mediante un sistema elevador.

Generadores de vapor

Los generadores de vapor (SG) son intercambiadores de calor de tubos en U con secadores de vapor, separadores de humedad, y un economizador en los que el calor se transfiere desde el refrigerante del reactor al sistema principal del vapor. Una importante característica mejorada en el diseño de los generadores de vapor consiste la sustitución del Inconel 600 por el Inconel 690, de mayor resistencia a la corrosión. Con objeto de mejorar la capacidad de operación de los generadores de vapor, el margen de tubos taponados se incrementa del 8% de los diseños anteriores al 10%.

La tobera del agua de alimentación del economizador proporciona un camino del agua de alimentación hacia el economizador el cual se ha instalado para incrementar la eficiencia térmica del generador de vapor en la cara fría, y experimentar un alto gradiente de temperatura. Las toberas del agua de alimentación deben soportar importantes tensiones térmicas, que pueden originar un factor de fatiga excesivamente grande. Con objeto de satisfacer el factor de fatiga, que es uno de los requerimientos del código ASME, se ha instalado un manguito térmico dentro de la tobera del agua de alimentación. La tabla 5.5 muestra las principales características de los generadores de vapor del APR1400.

Superficie total exterior de los tubos	15205 m ²
Número de tubos de intercambio de calor	13102
Diámetro exterior de los tubos	19,05 mm
Material de los tubos	Inconel 690
Peso en el transporte	832,7 t

Tabla 5.5. Principales características de los generadores de vapor del APR1400

Presionador

El presionador (PZR) es una vasija de presión cilíndrica montada verticalmente. El presionador cuenta con un volumen interno total de 67,96 m³ (con 36,16 m³ de vapor a plena potencia y 48,25 m³ a potencia cero) y tiene como función mantener una presión de operación y la temperatura del sistema del refrigerante del reactor. Los calentadores eléctricos de 2400 kW de potencia están instalados sobre la tapa inferior y son extraíbles.

En el APR1400, los 3 válvulas de seguridad del presionador y las 2 válvulas de seguridad del sistema de despresurización utilizados por el KSNPP se han reemplazado por 4 válvulas de alivio de seguridad (POSRVs) que proporcionan una mayor fiabilidad en la protección contra el exceso de presión y resultan más convenientes en el mantenimiento. Las POSRV han sido verificadas mediante su experiencia operativa en centrales europeas y canadienses. El inventario del RCS que debería descargarse a través de las POSRV bajo condiciones de accidente se dirige al IRWST y permanece allí con objeto que la contaminación del ambiente de la contención se reduzca significativamente.

Elemento integrado de la tapa

El elemento integrado de la tapa (IHA) es una estructura que combina e integra todas las estructuras correspondientes al área de la tapa de la vasija del reactor. El propósito primario del IHA consiste en ensamblar todas las estructuras del área de la tapa, componentes, y el sistema de cables y sus soportes en un elemento de tal manera que pueda reducirse el tiempo de recarga. Además, el IHA contribuye a reducir la exposición a la radiación del personal de mantenimiento.

Bombas del refrigerante del reactor

Hay dos bombas del refrigerante del reactor (RCPs) por cada lazo de refrigerante, localizadas en cada pata fría. Las bombas son centrífugas de una sola etapa del tipo vertical, accionadas por un motor eléctrico de 13320 CV y giran a 1190 rpm, proporcionando un caudal de 7,67 m³/s. La estanqueidad del eje está asegurada por un precinto mecánico.

Tuberías de sistema del refrigerante del reactor

Se ha adoptado el principio de “fugas antes que roturas” (LBB) para el sistema de tuberías del APR1400 con lo que se consigue reducir los costes de construcción y mantenimiento y también supone una mejora en la seguridad. El principio LBB se ha aplicado a las líneas principales del refrigerante, a la de vapor, y a las tuberías del sistema de apagado en frío y del sistema de inyección de seguridad.

5.2.5. Sistemas auxiliares del reactor

Sistema de control químico y de volumen

El sistema de control químico y de volumen (CVCS) del APR1400 no se requiere para funciones tales como el apagado seguro y la mitigación de accidentes. Este sistema está básicamente diseñado para la operación diaria de la central. En cualquier caso, el CVCS contribuye a asegurar la fiabilidad en condiciones de operación normal o en condiciones transitorias.

Dos bombas centrífugas y una válvula de control del caudal proporcionan el caudal demandado. Durante la operación normal, solo se utiliza una de las bombas para suministrar el mínimo caudal requerido de 12,6 kg/s.

El fluido procedente del reactor pasa a través de un intercambiador de calor, donde se produce una reducción inicial de temperatura. La reducción de presión se produce en el orificio de salida y la válvula de control a la salida del intercambiador. Después, el fluido es sometido a un proceso de purificación, mediante filtros e intercambiadores de iones. Finalmente, el fluido se acumula en el depósito de control de volumen (VCT) que proporciona una reserva de refrigerante.

Sistema de agua de refrigeración

El sistema de agua de refrigeración (CCWS) es un sistema de refrigeración de bucle cerrado que juntamente con el sistema esencial de agua de servicio (ESWS) y el último sumidero de calor (UHS), extrae el calor generado por los componentes esenciales y no esenciales de la central conectados al CCWS. El calor transferido por estos componentes al CCWS es rechazado al ESWS mediante los intercambiadores de calor del agua de refrigeración. El sistema está diseñado para tener la conexión en cruz entre las dos divisiones con el objeto de aumentar la disponibilidad de la central y la flexibilidad del mantenimiento.

Sistema de escape de gases del refrigerante de reactor

El sistema de escape de gases del refrigerante de reactor (RCGVS) es una parte del sistema de escape y despresurización de seguridad (SDVS). Las válvulas de escape de gas del refrigerante del reactor están montadas en la parte superior del presionador y de la tapa de la vasija del reactor. El tamaño de la tubería de escape se ha incrementado para tener la capacidad de purgar la mitad del volumen del RCS en una hora asumiendo un fallo único.

Sistema de muestreo primario

El sistema de muestreo primario está diseñado para recoger y proporcionar muestras representativas de gases y líquidos en diversos sistemas para la realización de análisis químicos y radiológicos. El sistema permite el muestreo durante la operación normal, los modos de enfriamiento o posteriores a un accidente sin requerir el acceso a la contención. Pueden tomarse muestras a distancia de fluidos en áreas de alta radiación.

Sistema de aspiración de los generadores de vapor

La función del sistema de aspiración de los generadores de vapor consiste en controlar la química del agua del secundario y extraer sedimentos de las plataformas de soporte de los tubos de los generadores de vapor.

5.3. Modos de operación

El APR1400 está diseñado para ser utilizado en varios modos de operación no únicamente para la operación a plena potencia sino también en operación con carga parcial. Se ha considerado en el diseño del núcleo del reactor una operación diaria del tipo 100-50-100% de la misma manera que en los sistemas de control de la central.

Además, se han considerado en el diseño varias capacidades de maniobrar la carga como un escalón de hasta el 10% de la potencia, y cambios en la potencia con rampas de $\pm 5\%/min$.

En caso de un disparo de la turbina desde la cualquier nivel de potencia, el APR1400 está protegido del disparo del reactor y mantiene el nivel de potencia del reactor a un nivel bajo gracias al sistema de reducción de la potencia del reactor (RPCS) y a otros sistemas de control. Esta característica acorta el tiempo de apagado para volver a la operación de generación normal de energía. De la misma forma, el sistema de control del APR1400 controla automáticamente los parámetros de la central y previene de disparos del reactor durante el evento de pérdida de una o de las dos bombas principales del agua de alimentación en la operación a plena potencia con tres bombas de agua de alimentación en servicio.

5.4. Instrumentación y sistemas de control

Diseño conceptual

El APR1400 está equipado, como la mayoría de los reactores avanzados que están siendo desarrollados en todo el mundo, con sistemas digitalizados de instrumentación y control (I&C), y con interfaces hombre-máquinas computerizadas en la sala principal de control (MCR).

El sistema I&C APR1400 está diseñado con una arquitectura de control distribuido. En esta arquitectura, las funciones de la interface del operador y las funciones de control para el sistema nuclear de suministro de vapor (NSSS) y para el equilibrio de la central (BOP) están integradas en diseños comunes e implementadas mediante un sistema digital común para conseguir una alta funcionalidad, fácil operación, y un menor costo de mantenimiento.

Las características principales de los sistemas I&C consisten en el uso del sistema de control distribuido (DCS) y de controladores lógicos programables con microprocesadores (PLCs) para los sistemas de control y protección, y el uso de estaciones de trabajo de UNIX y ordenadores personales industriales para los sistemas de procesamiento de datos.

Para la protección contra fallos comunes en el software debido al uso de sistemas I&C basados en software, se requerirán DCS y PLCs en sistemas redundantes. Para la comunicación de datos se utiliza una red de fibra óptica de alta velocidad. También se utiliza un multiplexor de señales remotas para la transmisión de las señales de campo de los sistemas de seguridad y de no seguridad.

Protección del reactor y otros sistemas de seguridad

El sistema de protección de la central (PPS) incluye los dispositivos mecánicos, eléctricos, electrónicos y conexiones para poder realizar las funciones de protección mediante el sistema de protección del reactor (RPS) y el sistema de actuación de seguridad (ESFAS). El RPS es la parte del PPS que actúa para dirigir al reactor cuando los parámetros monitorizados se acercan a los valores considerados seguros y el ESFAS activa los sistemas de seguridad.

Se requiere un alto grado de conservadurismo en el diseño de los sistemas relacionados con la seguridad, y de esta manera, principios del diseño como la redundancia, diversidad, y segmentación se han incorporado con objeto de alcanzar la capacidad y fiabilidad de estos sistemas.

Se ha asegurado una alta fiabilidad del sistema de protección mediante autodiagnósticos, y se realizan pruebas de funcionamiento automáticas a través de la vigilancia utilizando cuatro canales independientes. La redundancia y el uso de la fibra óptica para aislar las comunicaciones aumentarán la disponibilidad del sistema y su mantenimiento.

5.5. La seguridad en el APR1400

5.5.1. Requerimientos de seguridad y filosofía del diseño

Como en todos los diseños avanzados de reactores, la mejora en la seguridad constituye la principal prioridad del APR1400. El APR1400 ha sido diseñado para satisfacer unos objetivos de seguridad que van más allá de lo estrictamente exigido para su licenciamiento. Estos márgenes incrementados pueden, por ejemplo, servir para suavizar transitorios, aumentar el tiempo de respuesta de actuación de los operadores o para satisfacer posibles futuras normas reguladoras más estrictas. Para satisfacer los objetivos de seguridad se establecieron en el diseño los siguientes objetivos probabilísticos de seguridad:

- Una frecuencia de daño al núcleo (CDF) inferior a 10^{-5} /RA para eventos iniciadores tanto internos como externos y 10^{-6} /RA para un evento único y un incidente en condiciones de alta presión.
- Una frecuencia de fallo de la contención inferior a 10^{-6} /RA.
- Una dosis para todo el cuerpo en la frontera del emplazamiento inferior a 0,01 Sv durante las 24 horas inmediatamente posteriores al inicio de un daño en núcleo con fallo de la contención.

Para alcanzar los objetivos de seguridad mencionados, el concepto de defensa en profundidad permanece como un principio fundamental de seguridad, requiriendo un equilibrio entre la prevención de los accidentes y la mitigación. Con respecto a la prevención de accidentes, el aumento de los márgenes de seguridad en el diseño y la simplificación de los sistemas representan las principales mejoras en el diseño. Respecto de la mitigación de accidentes se incorporan características en el diseño que permiten arreglárselas tanto con los accidentes severos como con los accidentes de base de diseño.

Además de la seguridad pública, se ha considerado el concepto de protección de la inversión en el diseño del APR1400. Un ejemplo de un requerimiento del diseño que contribuye a la protección de la inversión es la estipulación que en un accidente de pérdida de refrigerante con una pequeña rotura (SLOCA) con diámetro de rotura inferior a 150 mm debería permitir el uso continuado del reactor con do su inventario de combustible después de la reparación de la tubería rota (además de otros posibles daños en el sistema del refrigerante del reactor).

5.5.2. Sistemas de seguridad del APR1400

Los sistemas y características de seguridad del APR1400 son un sistema híbrido en el que se complementan los sistemas activos y los pasivos. Los principales sistemas de seguridad son el sistema de inyección de seguridad, el sistema de despresurización y purga de seguridad, el sistema de almacenamiento de agua de reabastecimiento de la contención, el sistema de refrigeración del apagado, el sistema de suministro auxiliar de agua, y el sistema de rociado de la contención.

Sistema de inyección de seguridad

El concepto principal en el diseño de sistema de inyección de seguridad (SIS) es la simplificación y diversidad para conseguir una mayor fiabilidad y un mejor funcionamiento. El sistema de inyección de seguridad está compuesto de cuatro trenes mecánicos independientes y dos divisiones eléctricas sin ramas de conexión entre las líneas de inyección. Cada tren contiene una bomba de inyección de seguridad (SIP) y un depósito de inyección de seguridad (SIT) equipado con un dispositivo de fluidos (FD). La figura 5.3 muestra un esquema del SIS.

Para satisfacer los requerimientos de funcionamiento de un LOCA, para roturas mayores que el tamaño de una línea de inyección directa a la vasija (es decir, 216 mm), cada tren proporciona el 50% del mínimo caudal de la inyección. Para roturas iguales o menores que el tamaño de la línea de inyección, cada tren proporciona el 100% de la capacidad requerida.

Mediante la adopción de un regulador pasivo de flujo, conocido como dispositivo de fluidos, en el SIT y del sistema IRWST los actuales modos de operación de inyección a alta presión, baja presión, y recirculación se fusionan en un único modo de operación en caso de LOCAs. Por consiguiente, las bombas de baja presión son eliminadas del SIS y la fuente de agua para la inyección segura se toma únicamente del IWRST.

El agua de refrigeración del núcleo se inyecta directamente en la vasija del reactor y, por tanto, se elimina la posibilidad de vertido del chorro inyectado a través de la pata fría rota. Para este propósito, cuatro líneas de inyección se conectan directamente a las toberas DVI localizadas encima de las toberas de las patas frías y calientes en la porción superior de la vasija del reactor.

Dispositivo de fluidos

Un dispositivo pasivo de regulación del flujo, denominado dispositivo de fluidos (FD), se ha instalado en cada depósito de inyección de seguridad (SIT) para proporcionar el uso efectivo del agua del SIT. Se trata de un sistema pasivo que tiene el objetivo de inyectar agua borada en el sistema del refrigerante del reactor (RCS) de forma pasiva con la capacidad de reducir el caudal de descarga en un cierto punto al 20% del caudal máximo. Este dispositivo utiliza las reservas del SIT de una forma más eficiente permitiendo que estas reservas puedan ser utilizadas durante un largo período de tiempo. El concepto básico del FD consiste en la generación de un vórtice que produce resistencia al flujo.

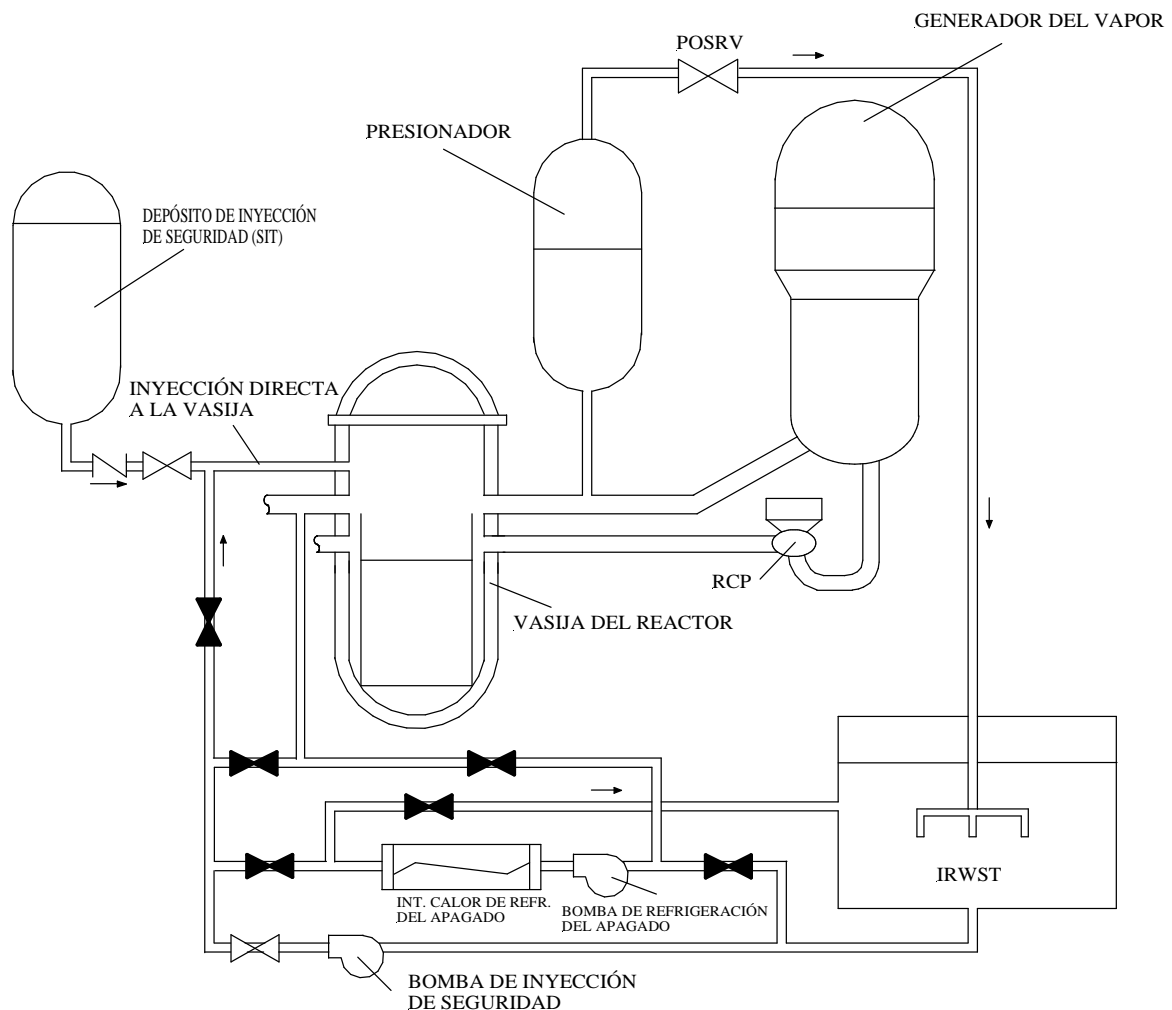


Figura 5.3. Esquema del sistema de inyección de seguridad (SIS)

Depósito de almacenamiento de agua de reabastecimiento de la contención (IRWST)

El depósito de almacenamiento de agua de reabastecimiento de la contención (IRWST) está localizado dentro de la contención y su disposición se ha realizado de tal manera que el agua inyectada al núcleo puede retornar al IWRST. Consiste en un depósito en forma de cilindro anular que rodea el interior de la contención, un depósito de volumen retenido (HVT), y cuatro colectores en su interior. Se elimina la susceptibilidad del actual depósito de almacenamiento de agua de reabastecimiento a riesgos externos al localizarlo en el interior de la contención. El IWRST proporciona las funciones de almacén del agua de reabastecimiento, una única fuente de agua para la inyección de seguridad, refrigeración durante el apagado, y agua para las bombas de rociado de la contención.

El IWRST también es utilizado como un sumidero de calor para condensar el vapor descargado desde el presionador en caso de una rápida despresurización del RCS y así evita la eyección de materiales por parte del núcleo fundido a alta presión o para permitir la operación de alimentación y sangrado. Más aún, proporciona la función de suministrar refrigerante al sistema de externo de refrigeración de la vasija del reactor (ERVCS) y al sistema de inundación de la cavidad en caso de accidentes severos para retener el núcleo fundido en el interior del reactor y, si la vasija se rompe, refrigerar el núcleo fundido en la cavidad del reactor. El volumen del IWRST es de 2470 m³. Esta capacidad es suficiente para inundar la cavidad de reabastecimiento en las operaciones normales de recarga, considerando el nivel inicial del RCS en la línea central de la pata caliente. También cubre la capacidad (es decir, 833 m³) de inundar el HVT y la cavidad del reactor para la refrigeración externa de la vasija del reactor en caso de accidentes severos.

Sistema de refrigeración del apagado

El sistema de refrigeración del apagado (SCS) es un sistema de seguridad que es utilizado conjuntamente con el sistema principal de vapor o el sistema principal/auxiliar de agua de alimentación con el objetivo de reducir la temperatura del RCS en períodos de post apagado desde la temperatura de operación de apagado en caliente a la temperatura de recarga. Después de una liberación inicial de calor por parte de los generadores de vapor al condensador o a la atmósfera, el SCS se pone en operación a los 176,7°C y 3,10 MPa .

Para mejorar la capacidad de apagado en frío y la fiabilidad del sistema, y eliminar cualquier posibilidad de LOCA entre los sistemas, se han realizado las siguientes mejoras en el diseño del SCS:

- Aumentar la presión de diseño a 6,2 MPa .
- Reforzar la función de extracción del calor residual en condiciones de emergencia del reactor.
- Adoptar el concepto de 4 trenes parciales introduciendo bombas intercambiables para la refrigeración del apagado y para los rociadores de la contención.
- Instalación de un intercambiador de calor independiente.

Sistema auxiliar de agua de alimentación

El sistema auxiliar de agua de alimentación (AFWS) es un sistema de seguridad diseñado para suministrar agua de alimentación a los generadores de vapor con objeto de eliminar el calor del RCS en eventos en los que el sistema principal de agua de alimentación no se encuentra disponible. Además, el AFWS llena los generadores de vapor cuando en éstos se produce una ruptura de tubos y de ésta manera se minimizan las fugas a través de los tubos rotos.

El AFWS consta de dos divisiones independientes, una para cada generador de vapor, y cada división cuenta con dos trenes. La fiabilidad de los AFWS ha sido incrementada mediante la utilización de una bomba accionada por un motor con una capacidad del 100% y otra bomba accionada por una turbina con una capacidad del 100%. Para dotar de diversidad y redundancia se ha añadido un depósito auxiliar de almacenamiento de agua de alimentación en cada división como reserva de agua.

Sistema de purga y despresurización de seguridad

El sistema de purga y despresurización de seguridad (SDVS) es un sistema de seguridad diseñado para proporcionar despresurización al RCS en el evento en el que el rociador del presionador está indisponible durante la refrigeración de la central hacia el apagado en frío y para despresurizar rápidamente el RCS que permita iniciar la operación de sangrado y alimentación de la refrigeración de la central que sigue al evento de pérdida total de agua de alimentación. Este sistema establece un camino al flujo desde el espacio del vapor del presionador al IRWST.

Sistema de rociadores de la contención

El sistema de rociadores de la contención (CSS) consiste en dos trenes y realiza la succión por medio de su propia bomba desde el IWRST con el objetivo de reducir la temperatura y la presión durante los accidentes que acontecen en el interior de la contención. El CSS está diseñado para estar interconectado con el sistema de refrigeración del apagado (SCS), que está formado también de dos trenes. Este diseño hace que el CSS tenga mayor fiabilidad que el de las centrales actuales.

5.5.3. Sistemas eléctricos relacionados con la seguridad

La energía eléctrica necesaria para los sistemas relacionados con la seguridad es suministrada mediante cuatro vías alternativas: en primer lugar, la fuente normal de energía, es decir, la energía eléctrica externa y la generada en el interior; en segundo lugar, la energía de reserva externa al emplazamiento, es decir, la energía externa conectada a un transformador de reserva; en tercer lugar, el suministro eléctrico de reserva interno, es decir, dos generadores diésel; y finalmente, una fuente de corriente alterna alternativa producida por un generador de turbina de gas. Entre estas fuentes, la energía de reserva interna al emplazamiento es la más crucial para la seguridad y debería estar disponible en cualquier situación. La disposición del sistema de distribución eléctrica en el emplazamiento está basada en las características funcionales de los equipos para asegurar la fiabilidad y la redundancia de las fuentes de energía.

El suministro eléctrico interno está asegurado por dos conjuntos de generadores diésel independientes. Cada uno de estos generadores se encuentra localizado en un edificio separado y está conectado a una línea de seguridad de 4,16 kV. El generador de turbina de gas añade seguridad y su accionamiento está planificado en caso de pérdida del suministro eléctrico externo conjuntamente con un apagón de la central y de esta manera se evitarían potenciales transitorios que puedan conducir a accidentes severos.

5.5.4. Gestión de accidentes severos

El hecho característico más significativo en cuanto a la seguridad respecto a los actuales diseños de centrales nucleares puede ser la inclusión en el diseño de la mitigación de los accidentes severos. En el APR1400, los accidentes severos son tratados como sigue:

- Para fenómenos con probabilidad de causar fallos tempranos en la contención dentro de las 24 horas posteriores al accidente, se deben proporcionar sistemas de mitigación o el diseño debe tratar los fenómenos aunque tengan poca probabilidad de producirse
- Para fenómenos en los que potencialmente comporten a un fallo último de la contención si no son propiamente mitigados, debe considerarse el sistema de mitigación o las medidas de diseño conjuntamente con el objetivo probabilístico de seguridad y los costes de incorporar tales características.

Los sistemas para la gestión de accidentes severos consisten en la contención de hormigón pretensado, el sistema de mitigación del hidrógeno (HMS), el sistema de inundación de la cavidad del reactor (CFS), el sistema externo de refrigeración de la vasija del reactor (ERVCS) y el sistema emergencia de rociadores de reserva de la contención (ECSBS).

Diseño del edificio de contención para accidentes severos

Para mantener la integridad del edificio de contención del reactor y evitar las fugas de materiales

radiactivos producidas en accidentes severos, el edificio de contención debe tener suficiente volumen libre como para que en las 24 horas inmediatamente posteriores al accidente severo la concentración de hidrógeno no supere el 13% en caso del 75% de oxidación del revestimiento del combustible. Además, en el interior del edificio de contención se ha instalado una placa de acero de 6 mm de grosor.

Sistema de mitigación del hidrógeno

Durante el accidente en el que se produce degradación del núcleo, se generará hidrógeno en mayor tasa que durante un LOCA de base de diseño. El sistema de mitigación del hidrógeno (HMS) está diseñado para acomodar la producción de hidrógeno producido por la reacción del agua con el revestimiento metálico del combustible y limitar la concentración de hidrógeno a un valor máximo del 10%. El HMS consiste básicamente en un sistema de recombinadores pasivos autocatalíticos instalados uniformemente en el interior de la contención complementados por unos iniciadores de combustión instalados cerca de las fuentes que facilitan la combustión del hidrógeno de una forma controlada.

Retención de los restos fundidos del núcleo en la cavidad del reactor

La cavidad del reactor del APR1400 contiene una cámara para los escombros del núcleo, la cual está diseñada para tener un área de transferencia de calor del *corium* mayor de $0,2 \text{ m}^2/\text{MWt}$.

Sistema de inundación de la cavidad del reactor

El sistema de inundación de la cavidad del reactor (CFS) consiste en dos trenes conectados al IRWST y dos válvulas de aislamiento se han instalado en cada línea. Cuando las dos válvulas de aislamiento se abren durante los accidentes severos, el IRWST suministra agua de refrigeración a la cavidad conducida por acción de la gravedad.

Sistema externo de refrigeración de la vasija del reactor

El sistema externo de refrigeración de la vasija del reactor (ERVCS) se implementa como un sistema de mitigación de accidentes severos utilizado con el propósito de retener el *corium* en el interior de la vasija bajo condiciones hipotéticas de accidentes severos con fusión del núcleo. El ERVCS se utilizará únicamente bajo condiciones de accidente severo. Se proporciona un tren de la bomba de apagado en frío, con sus respectivas válvulas, tuberías, instrumentación y controles, para la inundación de la cavidad del reactor al nivel de la pata caliente. Posteriormente a la inundación inicial debida a la bomba de refrigeración del apagado, la bomba de compensación del ácido bórico (BAMP) se utiliza para llenar la cavidad del reactor, con un caudal mayor que el de la evaporación causada por el calor generado por el núcleo fundido.

El ERVCS está diseñado para ser operado manualmente únicamente cuando la temperatura de salida del núcleo alcanza un cierto valor que sigue al accidente severo. El procedimiento de operación del ERVCS fue desarrollado a partir del análisis de accidentes severos y de la evaluación probabilística de seguridad. El sistema de inundación de la cavidad impulsado por la gravedad (CFS) proporciona la inundación de la cavidad del reactor por debajo de la vasija del reactor. El CFS es un sistema auxiliar utilizado en caso que el ERVCS no esté disponible y proporciona refrigeración del *corium*.

Sistema emergencia de rociadores de reserva de la contención

El sistema emergencia de rociadores de reserva de la contención (ECSBS) reduce la temperatura y la presión de la contención durante los accidentes severos utilizando el rociado de agua y contribuye a aliviar las amenazas a la integridad de la contención.

5.6. Edificios y estructuras

5.6.1. Disposición de los edificios

La disposición general del APR1400 fue diseñada basándose en el concepto de unidad gemela con la que compartiría instalaciones tales como el edificio común. En la figura 5.4 se representa de forma esquemática la disposición de los edificios.

La distribución está altamente influenciada por las consideraciones de seguridad, en particular, por la separación física de los equipos para los sistemas de seguridad.

La disposición de los edificios ha sido diseñada también teniendo en cuenta el mantenimiento, considerando la accesibilidad y la sustitución de equipos. Con los diversos blindajes, disposición de espacios para el mantenimiento y una cuidadosa ventilación se espera que la exposición anual a la radiación de los ocupantes sea inferior a 1 Sv.

Los edificios de contención y auxiliar se construyen sobre unos cimientos comunes con lo que mejorará la resistencia a terremotos. En el diseño de los edificios auxiliar y de contención se contempla que éstos pueden resistir los efectos hasta un terremoto de apagado seguro (SSE) de 0,3 g.

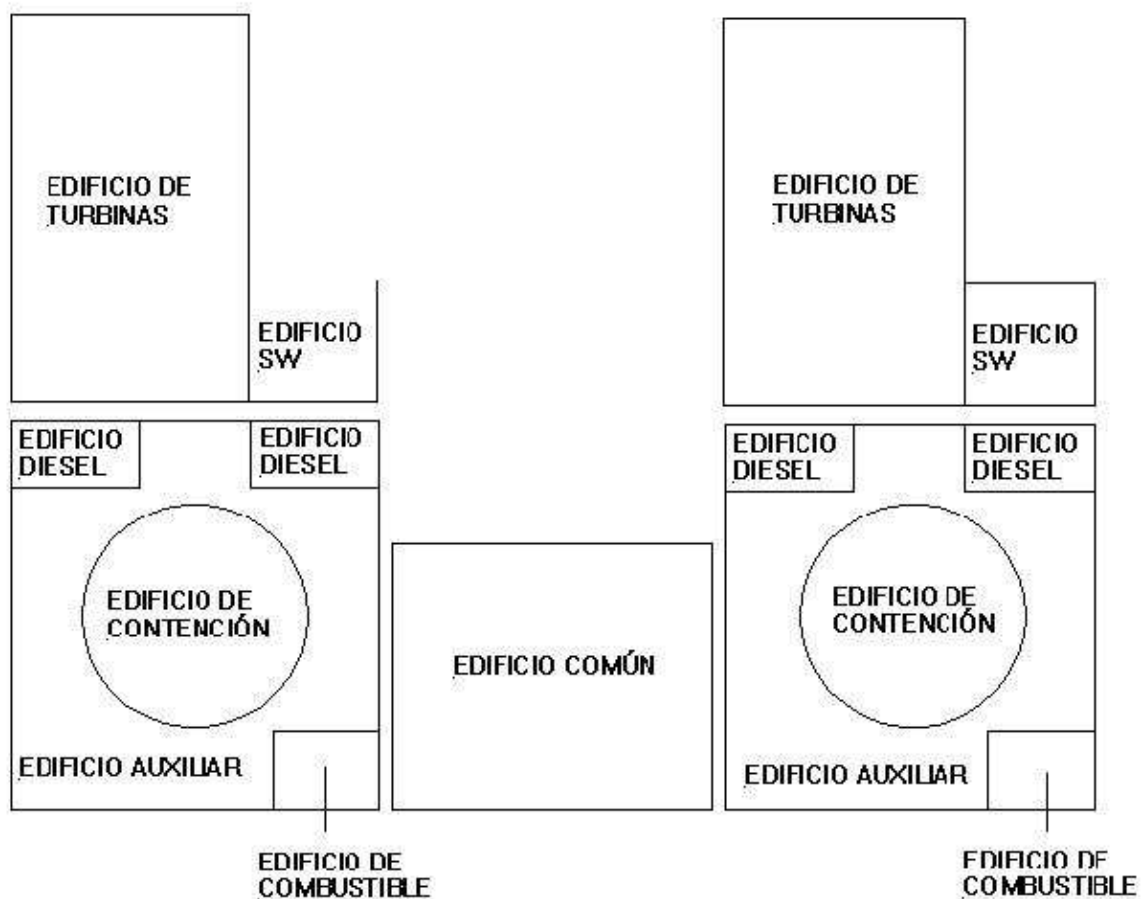


Figura 5.4. Esquema de la configuración general de la central

5.6.2. Edificio de contención

El muro exterior del edificio de contención es cilíndrico con una cúpula semiesférica y está hecho de hormigón de hormigón pretensado con un revestimiento interior de acero para obtener mayor estanqueidad. Muchas estructuras internas son de hormigón armado. El edificio de contención aloja el

reactor, los generadores de vapor, el IWRST, y algunas partes de los sistemas auxiliares. El edificio de contención y el edificio auxiliar están sobre unos cimientos comunes.

La disposición interior del edificio de contención está diseñada para satisfacer los requerimientos de todas las condiciones de operación y mantenimiento, incluyendo la manipulación del combustible fresco y del gastado. Hay cuatro niveles de pisos principales.

El portón para los equipos se encuentra en la planta de operación (piso más alto), y tiene un diámetro de 7,8 m. Este tamaño permite la sustitución íntegra de un generador de vapor. Una grúa de tipo puente se sostiene desde el muro de la contención. Esta grúa tiene la capacidad para instalar y extraer los generadores de vapor. El acceso de las personas a la contención se realiza a través de dos puertas, una localizada en el nivel de la planta de operación y la otra a nivel de suelo.

El diámetro del edificio de contención es de 45,72 m y la altura de 76,66 m. La presión y temperatura de diseño son, respectivamente, 0,515MPa y 143,33°C. La tasa de fugas es de 0,15% del volumen por día.

5.6.3. Edificio de turbinas

El edificio de turbinas aloja el turbo-generador, los sistemas de condensación, el sistema de precalentamiento, los sistemas de condensación y de agua de alimentación, y otros sistemas asociados a la producción de energía. Hay cuatro niveles de plantas principales conocidos como sótano, suelo, nivel de operación y nivel de aireación. El edificio de turbinas está clasificado como no relacionado con la seguridad. Junto al edificio de turbinas se sitúa el edificio de componentes eléctricos.

5.6.4. Edificio auxiliar

El edificio auxiliar rodea completamente al edificio de contención y aloja bombas e intercambiadores de calor para el sistema de inyección segura y el sistema de refrigeración del apagado. Además, los depósitos de agua auxiliar y la sala de control principal se encuentran en este edificio. Para una conveniente operación y mantenimiento, hay un área de servicio en este edificio para trabajos de instalación delante del portón para equipos de la contención.

Las bombas de inyección de seguridad (SIP), las bombas de refrigeración del apagado (SCP), las bombas de los rociadores de la contención (CSP) y las bombas del agua de refrigeración (CCWP) se encuentran localizadas en el edificio auxiliar distribuidas en los cuatro cuadrantes, separados por muros de hormigón. Esta disposición asegura la separación física de las bombas, minimizando la propagación del daño debido al fuego, sabotaje, e inundación interna. Las cuatro SIPs y las cuatro CCWPs se distribuyen una por cuadrante. Las dos SCPs se encuentran en los cuadrantes A y B, y las dos CSPs se encuentran en los cuadrantes C y D. Las salas de los generadores diesel de emergencia también se encuentran separadas y localizadas en lados opuestos simétricamente.

El área de los generadores diésel de emergencia (EDG) se encuentra en el nivel de suelo del edificio auxiliar. Los depósitos de almacenamiento del combustible se encuentran en los laterales del edificio auxiliar. Los EDGs se encuentran dispuestos como entidades separadas e independientes con sistemas auxiliares exclusivos como suministro de aire y sistemas de refrigeración.

5.6.5. Edificio común

El edificio común está integrado por los edificios de control de acceso y de residuos radiactivos. Este edificio consiste en una instalación para el control de acceso, una instalación para el tratamiento de los residuos radiactivos, instalaciones de muestreo, laboratorios y una cafetería. El edificio común está diseñado para ser compartido por dos unidades y está clasificado como no relacionado con la seguridad.

6. VVER-1200 (V-392)

6.1. Aspectos generales

El diseño del AES-2006 de la Generación 3+ con la central V-392 es un desarrollo evolucionado del diseño del reactor refrigerado y moderado con agua VVER-1000 probado largamente en operación. El diseño del AES-2006 está basado en el principio de seguridad para el personal, la población y el medio ambiente. El principio satisface los requerimientos para los estándares de emisiones de sustancias radiactivas al medio ambiente y su contenido en operación normal, en sucesos operacionales anticipados incluyendo tanto las condiciones de base de diseño como aquellos eventos más allá de la base de diseño que puedan ocurrir durante el tiempo de servicio de la central nuclear.

Uno de los requerimientos durante la elaboración del diseño de la central fue no alcanzar el valor estimado de daño severo al núcleo $1,0E-6$ reactor/año y una la probabilidad de emisión de radiactividad de emergencia inferior a $1,0E-7$ reactor/año.

La seguridad de la central nuclear se consigue mediante la aplicación del principio de defensa en profundidad basado tanto en la aplicación de un sistema de barreras a la posible propagación de radiaciones ionizantes y sustancias radiactivas al medio ambiente como en la aplicación de un sistema de características de diseño de seguridad y de medidas organizativas para asegurar la integridad de estas barreras. Las actividades para conseguir la relación de los principios de la defensa en profundidad son:

- La instalación de una secuencia de barreras físicas que impidan la propagación de las sustancias radiactivas: matriz de combustible, revestimiento de las barras de combustible, frontera del refrigerante del primario, contención;
- Consideración de los eventos postulados iniciadores que puedan conducir a una pérdida de la eficiencia de estas barreras;
- Determinación de las medidas del diseño y las respuestas de los operadores para cada evento postulado que se requieren para mantener la integridad de las barreras anteriores y para eliminar las consecuencias de la destrucción de las barreras;
- Minimización de la probabilidad de accidentes que conduzcan a la emisión de radiaciones;
- Determinación de las medidas para controlar los accidentes más allá de las bases de diseño.

El diseño del VVER-1200 (VVER: *Vodo-Vodianoy Energeticheskiy Reaktor*) ha sido desarrollado principalmente por OKB Hidropress (Podolsk) en colaboración con Atomenergoproekt (AEP), con la supervisión científica del Instituto Kurchatov de Moscú (RRC), en la línea de los Documentos Reguladores de Rusia y considerando los requerimientos de la IAEA y los European Utilities Requirements (EUR). El diseño ha sido realizado utilizando la norma ISO 9001:2000 Quality Assurance International Standard. Las principales soluciones ingenieriles para las centrales con reactores VVER han sido corroboradas por la experiencia operativa de 1400 reactor-año (reactores desmantelados incluidos) y específicamente una experiencia de 500 reactor-año de operación del VVER-1000. (incluidos los reactores desmantelados).

La concepción de la seguridad en el VVER-1200/V-392 considera las últimas tendencias en el campo de la seguridad de las centrales nucleares con el objeto de satisfacer los requerimientos cada vez más exigentes en materia de seguridad. También se han considerado los requerimientos de mejora de la eficiencia económica.

En realidad existen dos diseños diferentes del VVER-1200, el V-392M y el V-491 (o VVER-1200A). Ambos diseños se están construyendo actualmente. La central Leningrad-2 corresponde al diseño V-491 mientras que Novovoronezh-2 corresponde al diseño V-392M. Las diferencias entre los dos diseños son notables, desde la diferente configuración del sistema del refrigerante del reactor, los sistemas de seguridad e incluso en la distribución de la sala principal de control. Todo esto comporta

una disposición diferente de la central. El diseño V-491 es de dos lazos a diferencia del V-392M que es de cuatro. El peso total del circuito primario del V-491 es de 3280 t mientras que el diseño del V-392M es de 3763 t. Debido a que el diseño V-392M utiliza una gran cantidad de sistemas pasivos a diferencia del diseño V-491 que se basa principalmente en la utilización de sistemas activos se ha considerado conveniente describir únicamente el primero de ellos al que se designará únicamente por VVER-1200. La tabla 6.1 muestra los requerimientos generales y de funcionamiento del VVER-1200.

Requerimientos generales	Requerimientos de funcionamiento y objetivos económicos
<p>Tipo y capacidad: PWR, 3200 MW_t, 1170 MW_e</p> <p>Tiempo de operación de la central: 60 años</p> <p>Diseño sísmico:</p> <p>Objetivos de seguridad:</p> <p>Frec. de daño al núcleo < 1E-6/RA</p> <p>Frec. de emisión de radiación <1E-7/RA</p> <p>Exposición a la radiación por el personal < 0,39 persona-Sv per RA</p>	<p>Disponibilidad de la central: 92%</p> <p>Disparos (trips) imprevistos:</p> <p>Ciclo de operación: 12 meses</p> <p>Tiempo de construcción: 54 meses</p> <p>Objetivo económico:</p>

Tabla 6.1. Requerimientos generales y de funcionamiento del VVER-1200

6.2. Descripción de los sistemas nucleares

6.2.1. Circuito primario y sus principales características

El circuito primario del VVER1200 consiste en un reactor de agua ligera a presión con cuatro lazos tal y como muestra la figura 6.1.

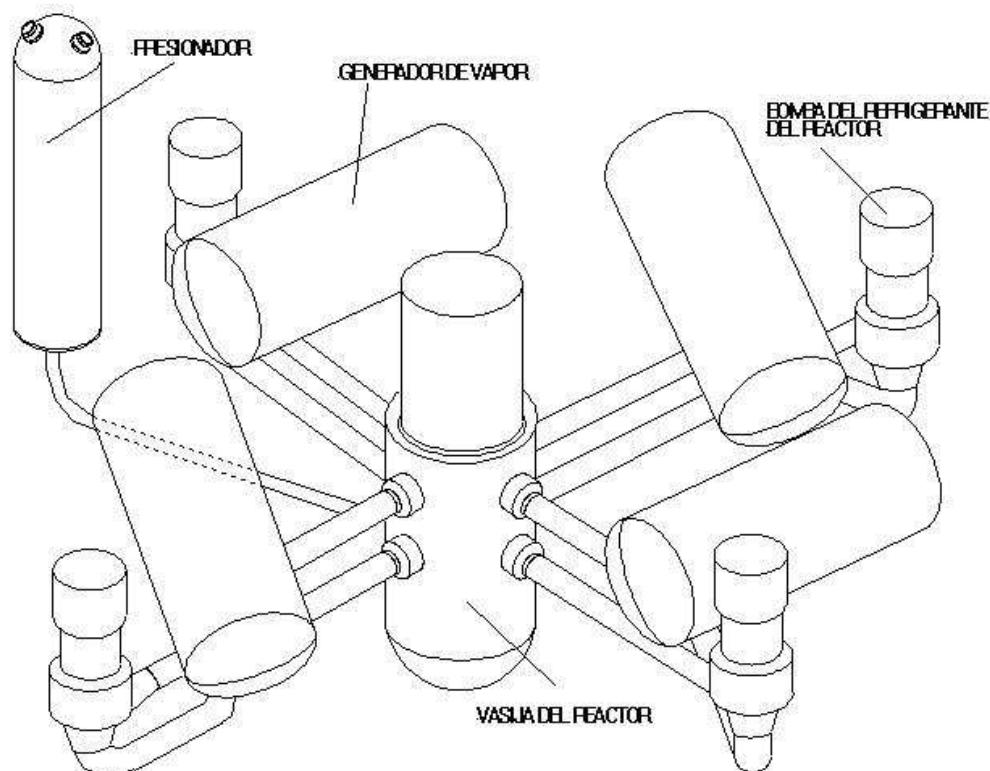


Figura 6.1. Esquema del circuito primario del VVER-1200 (V-392M)

El sistema del refrigerante del reactor comprende un reactor, un presionador y cuatro bucles de circulación, cada uno de ellos constituido por un generador de vapor, una bomba del refrigerante del reactor y las tuberías principales del refrigerante. La tabla 6.2 muestra los principales valores de los parámetros termohidráulicos del circuito primario del VVER-1200.

Caudal másico de refrigerante	23888 kg/s
Presión de operación	16,2 MPa
Temp. del refrigerante a la entrada del núcleo	298,2 °C
Temp. del refrigerante a la salida del núcleo	328,9°C
Inventario de refrigerante (excluido el presionador)	290 m ³

Tabla 6.2. Principales valores de los parámetros termohidráulicos del circuito primario del VVER1200

6.2.2. Núcleo del reactor y diseño del combustible

El núcleo del reactor contiene 163 elementos de combustible de forma hexagonal y cada uno de ellos aloja 312 barras de combustible. El esqueleto de los elementos de combustible está ensamblado de 16 canales guía, 13 parrillas espaciadas soldadas a ellos, un canal de instrumentación y una reja de soporte. Pastillas de UO₂ sinterizado con un enriquecimiento máximo del 5% (4.95±0.05) se apilan dentro del revestimiento. La tabla 6.3 muestra las principales características del núcleo del reactor y de los elementos de combustible del VVER1200.

Altura activa del núcleo	3,75 m
Diámetro equivalente del núcleo	3,16 m
Densidad lineal de potencia calorífica	16,78 kW/m
Densidad de potencia media del combustible	36,8 kW/kgU
Densidad de potencia media del núcleo	108,5 MW/m ³
Material del combustible	UO ₂ y UO ₂ +Gd ₂ O ₃
Material de revestimiento del combustible	Aleación E-110 (Zr-1%Nb-0,014%Fe-0,06%O)
Diámetro exterior de las barras de combustible	9,10 mm
Espesor de los tubos de revestimiento	0,3 mm
Matriz de la barras de los elementos de combustible	Hexaédrica
Número de elementos de combustible	163
Longitud total de los elementos de combustible	4,570 m
Número de barras de combustible por elemento	312
Número de barras de control	121
Enriquecimiento del combustible de la recarga en equilibrio	4,79%
Ciclo de combustible	12 meses
Quemado medio del combustible	60 MWd/kg
Material absorbentes de las barras de control	B ₄ C + Dy ₂ O ₃ TiO ₂
Absorbete neutrónico soluble	H ₃ BO ₃

Tabla 6.3. Principales características del núcleo del reactor y de los elementos de combustible del VVER-1200

Unos 121 elementos de control (RCCAs) se alojan en el interior del núcleo. Tienen la misión de parar de forma rápida la reacción en cadena, mantener la potencia en el nivel asignado, realizar la transición de nivel a nivel, ajustar la distribución axial de potencia, y suprimir las oscilaciones del xenon. Las barras de control se clasifican en dos grupos: un grupo es para control y protección, y otro grupo es para protección solamente.

Un electroimán con indicadores de posición se utiliza para el mecanismo de desplazamiento de las barras de control. El mecanismo está instalado sobre la tapa superior de la vasija del reactor. El tiempo máximo efectivo de operación de los elementos de combustible entre un ciclo de recarga de 12 meses es de 84000 horas efectivas. El grado de quemado máximo del combustible es superior a 60 MWD/kg U. Anualmente 42 elementos de combustible frescos son introducidos dentro del núcleo para el ciclo básico de combustible. La posibilidad de utilizar MOX como combustible alternativo también se ha considerado.

6.2.3. Manipulación del combustible nuclear y sistemas de transferencia

El complejo sistema de almacenamiento y manipulación del combustible nuclear consiste en un conjunto de sistemas, equipos y componentes diseñados para el almacenamiento del combustible nuclear, la carga, descarga, transferencia y seguimiento. El complejo comprende un número de sistemas y equipos para implementar todos los procedimientos de manipulación en el emplazamiento:

- Almacenamiento del combustible nuclear no irradiado y el sistema de manipulación.
- Sistema de recarga del núcleo.
- Sistema de almacenamiento del combustible gastado en el interior de la contención.
- Sistema de transferencia del combustible nuclear en el emplazamiento que comprende todos los procedimientos de manipulación, comenzando con los vehículos de entrega del combustible fresco y del combustible gastado.
- Disposición en el emplazamiento de un sistema de registro de la gestión del combustible nuclear.

6.2.4 Componentes del circuito primario

Vasija de presión del reactor

El reactor consiste en una vasija de presión vertical (la vasija y una tapa superior), de forma cilíndrica, que aloja los elementos internos (unidad de tubos de protección, cuba del núcleo, y la pantalla del núcleo), el núcleo, las barras de control y la instrumentación interna. La principal junta entre la vasija y la tapa superior que está integrada estructuralmente en la unidad superior está precintada con pernos. En la tapa superior se localiza la estructura que permite colocar o extraer las barras de control. Unidades de electroimanes, fijadas fuera de las cubiertas, se utilizan para el movimiento axial de las barras de control en el núcleo. La tabla 6.4 muestra las principales características de vasija de presión del reactor del VVER-1200.

Diámetro interno de la parte cilíndrica	4,232 m
Espesor de la vasija en la parte cilíndrica	19,75 cm
Presión de diseño	17,64 MPa
Temperatura de diseño	350 °C
Material estructural	Acero 15Kh2NMFA (Fe-0,15%C-2%Cr-1,5%Ni-0,7%Mo)
Altura total interior	12,500 m
Peso total del reactor	-

Tabla 6.4. Principales características de la vasija de presión del reactor del VVER-1200

El reactor se encuentra posicionado en la cavidad de hormigón con un blindaje térmico y biológico y un sistema de refrigeración. La vasija del reactor está sujeta y asegurada por el anillo de sujeción. El anillo, instalado en el borde de la vasija protege a la vasija del reactor de desplazamientos transversales. La sujeción del reactor dentro de la cavidad de hormigón en dos niveles lo protege de desplazamientos en caso de seísmos y de roturas de tuberías. La cavidad de hormigón, el equipo eléctrico, la instrumentación del núcleo y las toberas están refrigerados por aire.

Generadores de vapor

Los cuatro generadores de vapor (SG) son de tipo horizontal lo que permite reducir la altura del edificio de contención sin aumentar su área y, de esta manera, mejorar la resistencia sísmica. También se consigue mejorar aspectos relacionados con la seguridad como la circulación natural fiable o la extracción efectiva de gases, y se facilita el mantenimiento y la reparación. La tabla 6.5 muestra las principales características de los generadores de vapor del VVER-1200.

Tipo	PGV-1000MPK
Número	4
Superficie exterior de los tubos	6105 m ²
Número de tubos de intercambio de calor	10978
Diámetro exterior de los tubos	16 mm
Espesor de los tubos	1,5 mm
Material de los tubos	08H18N10T
Diámetro interior	4,200 m
Longitud total	13,820 m
Altura	5,2 m
Espesor máximo	17 cm
Material estructural	Acero 10GN2MFA
Peso en el transporte	450 t

Tabla 6.5. Principales características de los generadores de vapor del VVER-1200

La parte inferior elíptica está soldada a los bordes. La vasija del generador de vapor aloja los colectores del primario, la superficie de transferencia de calor y los elementos internos.

Bombas del refrigerante del reactor

La función de las bombas del refrigerante del reactor (RCPs) consiste en hacer circular el refrigerante del circuito primario. El RCP es un conjunto de bombas centrífugas de una etapa en disposición vertical. La tabla 6.6 muestra las principales características de las RCPs del VVER-1200.

Tipo de bomba	GCNA – 1391
Número de bombas	4
Velocidad de rotación	1000 / 750 rpm
Caudal nominal	5,97 m ³ /s
Presión	0,588 MPa
Peso de cada RCP	139 t

Tabla 6.6. Principales características de las bombas del refrigerante del reactor del VVER-1200

Un gran volante de inercia asegura una reducción suave del caudal en caso de pérdida de potencia.

Tubería principal del refrigerante

La tubería principal del refrigerante (MCP) conecta el reactor, los generadores de vapor y el conjunto de RCPs permitiendo la circulación del refrigerante. Se consideró como accidente de base de diseño la rotura de tipo guillotina en el marco de los análisis de seguridad.

La tubería principal del refrigerante comprende cuatro bucles de circulación. Cada bucle está dividido en tres secciones de tubos. La sección de la tubería comprendida entre la tobera de salida del reactor y la entrada al generador de vapor constituye la pata caliente. La pata fría está constituida de dos secciones: la sección comprendida entre la salida del generador de vapor hasta las toberas de succión de las RCP y de las toberas de descarga de las RCP hasta la tobera de entrada en el reactor. Se eligió un diámetro interno de 850 mm para conseguir unos valores aceptables de la velocidad del refrigerante y de la pérdida de presión.

La pata caliente del bucle 4 está conectada al presionador mediante una tubería de 426,40 mm de diámetro. La pata caliente del bucle 3 está conectada al presionador mediante una tubería de 219,20 mm de diámetro (línea de inyección). El peso de la MCP es de 252 t.

Un aislamiento de calor modular desmontable se ha instalado en la superficie externa de la tubería principal del refrigerante para reducir las pérdidas de calor durante la operación del reactor-

Presionador

El presionador consiste en una vasija cilíndrica presurizada posicionada verticalmente, con una parte inferior elíptica, y se encuentra instalado sobre un soporte cilíndrico. La tabla 6.7 muestra las principales características del presionador.

Presión nominal en condiciones estacionarias	16,1 MPa
Temperatura nominal en condiciones estacionarias	347,9°C
Presión de diseño	17,6 MPa
Diámetro interno	3,000 m
Diámetro externo	3,330 m
Capacidad	79 m ³
Volumen de agua en condiciones nominales de operación	55 m ³
Medio de trabajo	Agua y vapor. Nitrógeno bajo condiciones de calentamiento y enfriamiento.
Potencia calorífica de los calentadores	2520 kW
Peso del presionador	215 t

Tabla 6.7. Principales características del presionador del VVER-1200

6.2.5 Sistemas auxiliares del reactor

Algunos de los sistemas auxiliares son:

- **El sistema de suministro de aire comprimido.** Este sistema es necesario para poder actuar sobre las válvulas neumáticas y proporciona aire comprimido a una presión comprendida entre 4,5 y 5 MPa.

- **Los sistemas de aspiración y purificación.** Estos sistemas están diseñados para extraer y purificar el medio gaseoso.
- **El sistema de ignición de hidrógeno.** Este sistema está diseñada para la aspiración de hidrógeno y evitar concentraciones explosivas.
- **Los sistemas de purga y filtrado.** Este sistema se encarga de proporcionar unas condiciones medioambientales adecuadas para el personal que trabaja en la central en las diferentes condiciones de operación de la central.

6.3. Modos de operación

El modo preferible de operación es la condición con la carga básica de carga del 100% de la potencia nominal. Los equipos de la central están designados teniendo en cuenta ciertas condiciones de operación de carga específicas. Es posible desviar una parte de la carga a los auxiliares de la central y disminuir el rendimiento de las turbinas sin cambiar las condiciones de trabajo del reactor.

La tasa permitida de aumento de la potencia del reactor está comprendida entre el 0,017 y el 3% del valor nominal por minuto dependiendo de los valores iniciales. La operación estacionaria es posible con cambios en la frecuencia de la red de 49,0 Hz a 51,0 Hz, incluyendo oscilaciones de potencia de ± 1 % de la potencia nominal con una tasa de hasta de variación de hasta el 1% del valor nominal por segundo. También son posibles cambios en la potencia de la unidad de ± 5 % de la potencia nominal con una tasa de hasta de variación de hasta el 1% del valor nominal por segundo.

También se contempla la posibilidad de operación (hasta 5 veces por semana) del tipo 50-100-50% de la potencia nominal con una rampa de potencia de hasta el 5% del valor nominal por minuto.

Los estados de la central considerados en el diseño del VVER-1200 se denominan *condiciones base de diseño* (DBC) y *condiciones extensión del diseño* (DEC). La condición DBC-1 corresponde a la operación normal, la DBC-2 a los eventos operacionales anticipados, y las condiciones DBC-3 y DBC-4 a accidentes base de diseño. Las condiciones extensión del diseño se clasifican en secuencias complejas y en accidentes severos.

6.4. Instrumentación y sistemas de control

El control de los principales procesos, la monitorización de la seguridad bajo todas las condiciones de operación normal, accidentes de base de diseño o accidentes más allá de las bases de diseño, incluyendo los accidentes severos es ejercido en la sala principal de control (MCR).

La MCR comprende un conjunto de:

- Paneles de simulación y dispositivos de paneles para localizar el hardware de I&C previsto en el diseño (llaves de control, terminales de los operadores) que se requieren para la representación de la información y el control de los procesos.
- Dispositivos para la comunicación con el personal de la central, la extinción de incendios, etc.
- Salas para alojar hardware, documentación y personal operativo.

La MCR proporciona las siguientes funciones I&C:

- Monitorización y control la operación de la central nuclear en concordancia con las funciones asignadas (condiciones de normal operación y accidentes).
- Detección de los fallos en todos los sistemas importantes para la seguridad al mismo tiempo que toma las medidas para mantener el estado de la seguridad y la disponibilidad de la central.

- Detección de los eventos que conduzcan a una situación de extensión del diseño en concordancia con la función asignada y tomar las medidas encaminadas a afrontarla y a la consiguiente mitigación.
- Medidas encaminadas a la protección del personal.

El complejo de la MCR comprende:

- Una sala con un área para las funciones de I&C y un área para el supervisor
- Una sala para el centro de apoyo técnico
- Una sala para el apoyo al servicio de I&C
- Un área de refresco del personal
- Salas de computadoras

6.5. La seguridad en el VVER-1200

6.5.1 Requerimientos de seguridad y filosofía del diseño

El diseño del VVER-1200 ha sido desarrollado sobre las bases de los requerimientos de las normativas más actuales y de los standards en la ingeniería nuclear de Rusia considerando las Guías de Seguridad y otras recomendaciones elaboradas por la Agencia Internacional de la Energía Atómica y los requerimientos de los European Utilitys para las centrales nucleares de agua ligera (Requerimientos EUR, Volumen 2, Capítulo 2.1).

La determinación de la configuración de los sistemas de seguridad en el diseño considerado está basada en la aplicación de los siguientes principios:

- Principio de fallo único
- Principio de redundancia
- Principio de diversidad
- Principio de separación física
- Protección contra los errores de los operadores
- Principio de seguridad inherente del reactor

Los principales objetivos de seguridad se muestran en la tabla 6.8.

Frecuencia de daño al núcleo	$6,1 \cdot 10^{-7}$
Frecuencia de grandes emisiones de radiación	$< 10^{-7}$
Exposición a la radiación por el personal	$< 0,39$ persona-Sv por RA
Período para la actuación de los operadores	6 h

Tabla 6.8. Principales objetivos de seguridad del VVER-1200

La simplicidad del diseño y la fiabilidad de los sistemas de seguridad se mejoran debido a la aplicación de sistemas activos, pasivos y de un equipamiento fiable.

Respecto de los riesgos externos el VVER-1200 está diseñado para soportar un terremoto de parada segura (SSE) de intensidad 8 en la escala MSK-64 y un terremoto base de diseño de intensidad 7 en

la misma escala y aceleraciones de 0,25 g. También está diseñado para soportar impactos de avión y ondas de choque de 30 kPa durante 1 s.

6.5.2. Sistemas de seguridad del VVER-1200

El diseño del VVER-1200 incorpora sistemas de seguridad activos y pasivos. También incorpora soluciones para hacer frente a accidentes más allá de las bases de diseño. Además, los sistemas de protección contra exceso de presión en el primario y el secundario que son previstos en el diseño contienen válvulas de alivio de presión (PORWs) capaces de operar a la vez en respuesta a las funciones apropiadas de la automatización y en respuesta al conjunto de los valores de los parámetros alcanzados (en los modos de operación activo y pasivo).

El diseño del VVER-1200 incorpora los siguientes sistemas activos:

- Sistema de refrigeración de emergencia del generador de vapor
- Sistema de extracción de gas de emergencia
- Sistema de inyección de boro de emergencia
- Sistema de refrigeración del circuito primario de emergencia y sistema de refrigeración de la piscina del combustible gastado
- Sistema de aislamiento de la tubería principal de vapor

El diseño del VVER-1200 incorpora los siguientes sistemas pasivos:

- Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (parte pasiva)
- Sistema pasivo de inundación del núcleo
- Sistemas de extracción pasiva de calor
- Doble envoltura de la contención y receptor del núcleo
- Recombinadores pasivos catalíticos

A continuación se comentan los diversos sistemas de seguridad.

Sistema de refrigeración de emergencia del circuito primario y de refrigeración de la piscina del combustible gastado

El sistema de refrigeración de emergencia del circuito primario y de refrigeración de la piscina del combustible gastado está diseñado, en particular, para la extracción del calor residual del combustible del reactor hacia el circuito secundario bajo todas las condiciones base de diseño, manteniendo el inventario requerido de refrigerante en el reactor en caso de un gran LOCA.

Sistema de inyección de emergencia a baja presión

El sistema de inyección de emergencia a baja presión está diseñado para suministrar ácido bórico al refrigerante del reactor en caso de accidentes de pérdida de refrigerante incluyendo la rotura de una tubería principal con un diámetro máximo de 850 mm cuando la presión en sistema cae por debajo de los parámetros de trabajo del sistema de inyección de emergencia de baja presión.

Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (parte activa)

La parte activa del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (ECCS) consiste en un sistema combinado de dos trenes (1 y 3) de alta (8 MPa) y baja presión (2,5 MPa) con eyección mediante bombas que suministra una disolución de ácido bórico con una concentración de 16g/Kg al RCS y un caudal máximo de 0,25 m³/s en caso de un LOCA de cualquier tamaño.

Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo (parte pasiva)

La parte pasiva del ECCS está diseñada para suministrar una disolución de ácido bórico con una concentración no menor de 16 g/kg cuando la presión en el primario se sitúe por debajo de 5,9 MPa en la cantidad suficiente para refrigerar el reactor antes que actúe el sistema de refrigeración de emergencia y de refrigeración de la piscina de combustible gastado en los accidentes de base de diseño de pérdida de refrigerante. Los depósitos de agua para esta función se denominan hidroacumuladores de primera etapa (HA-1). El inventario total de agua de estos hidroacumuladores es de 200 m³. Las tuberías de los acumuladores se conectan directamente a la vasija del reactor. En operación normal cada hidroacumulador está separado del núcleo por dos válvulas de control en tándem. En condiciones "normales" la capacidad de extracción de calor es de 80 MW por canal. La figura 6.2 muestra un esquema del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.

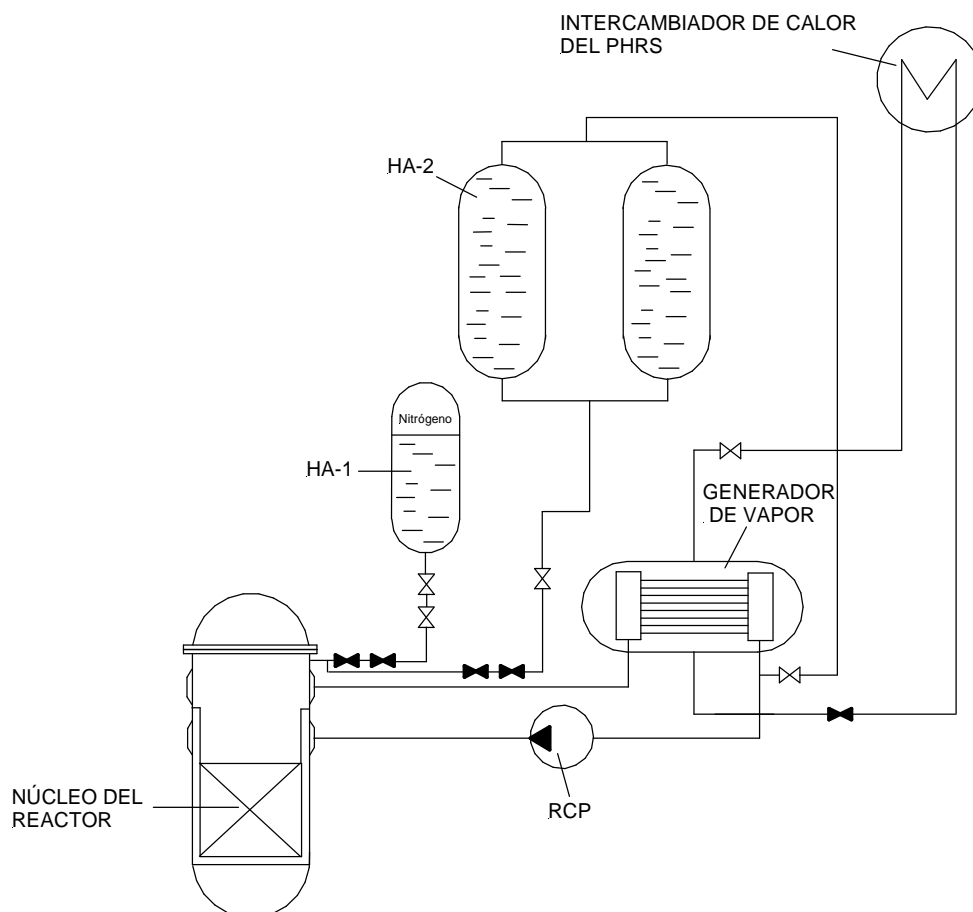


Figura 6.2. Esquema del sistema pasivo de refrigeración del núcleo del VVER-1200

Sistema de inundación pasiva del núcleo

El sistema de inundación pasiva del núcleo está diseñado para proporcionar el suministro de una disolución de ácido bórico con una concentración de 16 g/kg al núcleo del reactor cuando la presión del primario alcanza el valor de 1,5 MPa o menor con objeto de recuperar el inventario de agua en el núcleo a un nivel de seguridad, proporcionando una refrigeración fiable actuando simultáneamente con el sistema pasivo de extracción de calor en LOCAs incluyendo una pérdida del suministro de las fuentes de corriente alterna durante un período de más de 24 horas. La disolución de ácido bórico que se encuentra en depósitos denominados hidroacumuladores de segunda etapa (HA-2) se utiliza para llenar la cuba del reactor durante los períodos de recarga.

El sistema está formado por cuatro grupos, con dos hidroacumuladores por grupo a la presión atmosférica. El inventario total de refrigerante es de 960 m³. La parte superior de los hidroacumuladores de segunda etapa se conectan mediante válvulas de control especiales a las patas frías del circuito primario. Estas válvulas de control se ajustan para abrirse cuando la presión

del circuito cae por debajo de 1,5 MPa y de esta manera el agua puede entrar en el reactor bajo la acción de la presión hidrostática.

Sistema de inyección de boro de emergencia

El sistema de inyección de boro de emergencia está diseñado para la inyección de ácido bórico con una concentración de 40 g/kg desde unos depósitos en el presionador mediante unas bombas en caso de fugas del primario al secundario para reducir la presión del primario y generar la concentración requerida de ácido bórico en el refrigerante del circuito primario bajo accidentes más allá de las bases de diseño sin *scram*. También es útil para poder apagar el reactor en caso de imposibilidad de *scram*. Las bombas pueden suministrar el refrigerante requerido a una presión de 24,5 MPa. Los depósitos (4) contienen 150 m³ de agua cada uno.

Sistema de extracción de gas de emergencia

El sistema de extracción de gas de emergencia está diseñado para extraer la mezcla de gas y vapor del sistema del refrigerante del reactor y reducir la presión del circuito primario con objeto de mitigar las consecuencias de los accidentes de base de diseño y de los accidentes más allá de las bases de diseño.

Sistema de protección contra exceso de presión del primario

El sistema de protección contra exceso de presión del primario está diseñado para proteger los equipos y las tuberías de la central de presión excesiva bajo condiciones de bases de diseño de las categorías 2 a 4 y accidentes más allá de las bases de diseño gracias a las válvula de alivio pilotadas del presionador instaladas en la línea para la descarga de vapor fuera del espacio de vapor del presionador.

Sistema de protección contra exceso de presión del secundario

El sistema de protección contra exceso de presión del secundario está diseñado para proteger los equipos y tuberías del secundario de una posible exceso de presión provocada por situaciones de base de diseño de categorías 2 a 4 y por accidentes más allá de las bases de diseño gracias a la operación de válvulas de alivio instaladas en las secciones de la tubería de vapor.

Sistema pasivo de extracción de calor

El sistema pasivo de extracción de calor (PHRS) está diseñado para la extracción del calor generado en el núcleo durante un largo período de tiempo en accidentes más allá de las bases de diseño con pérdida de todas las fuentes de suministradores de corriente alterna. Además, bajo ciertos escenarios de accidentes más allá de las bases de diseño, el PHRS contribuye a proporcionar el inventario requerido de refrigerante en el circuito primario mediante la condensación de vapor en los tubos de los generadores de vapor.

El sistema está formado por cuatro canales independientes de circulación natural, cada uno de ellos está conectado a un bucle del circuito primario mediante el lado del secundario del generador de vapor. Cada tren cuenta con tuberías para el suministro de vapor y extracción de condensados, válvulas, y un condensador de aire refrigerado por el aire exterior a la contención. El vapor generado en los generadores de vapor debido al calor liberado por el núcleo, condensa y expulsa el calor al aire ambiental. El fluido condensado retorna al generador de vapor. La capacidad de extracción de calor a través de tres canales bajo las peores condiciones (temperatura exterior de 50°C) no es inferior al 2% de la potencia nominal del reactor, lo que supone unos 64 MW.

Sistema de refrigeración de emergencia de la línea principal de vapor

El sistema de refrigeración de emergencia de la línea principal de vapor contribuye a la seguridad al extraer el calor residual del núcleo y refrigerar el reactor mediante el circuito secundario.

Sistema de aislamiento de la línea principal de vapor

El sistema de aislamiento de la línea principal de vapor está diseñado para aislar de forma fiable y rápida un generador de vapor de una sección con fugas. El sistema está diseñado para trabajar bajo todas las condiciones de accidentes que requieran el aislamiento de un generador de vapor (rotura de la tubería de vapor, rotura en la tubería de agua de alimentación, fugas del primario al secundario).

Doble envoltura de la contención y del receptor del núcleo

Está diseñada para retener las sustancias radiactivas y las radiaciones ionizantes dentro de los límites previstos en el diseño.

Sistema de recombinadores pasivos catalíticos

En el diseño del VVER-1200 se proporciona un sistema de recombinadores pasivos catalíticos para extraer hidrógeno de la atmósfera de la contención.

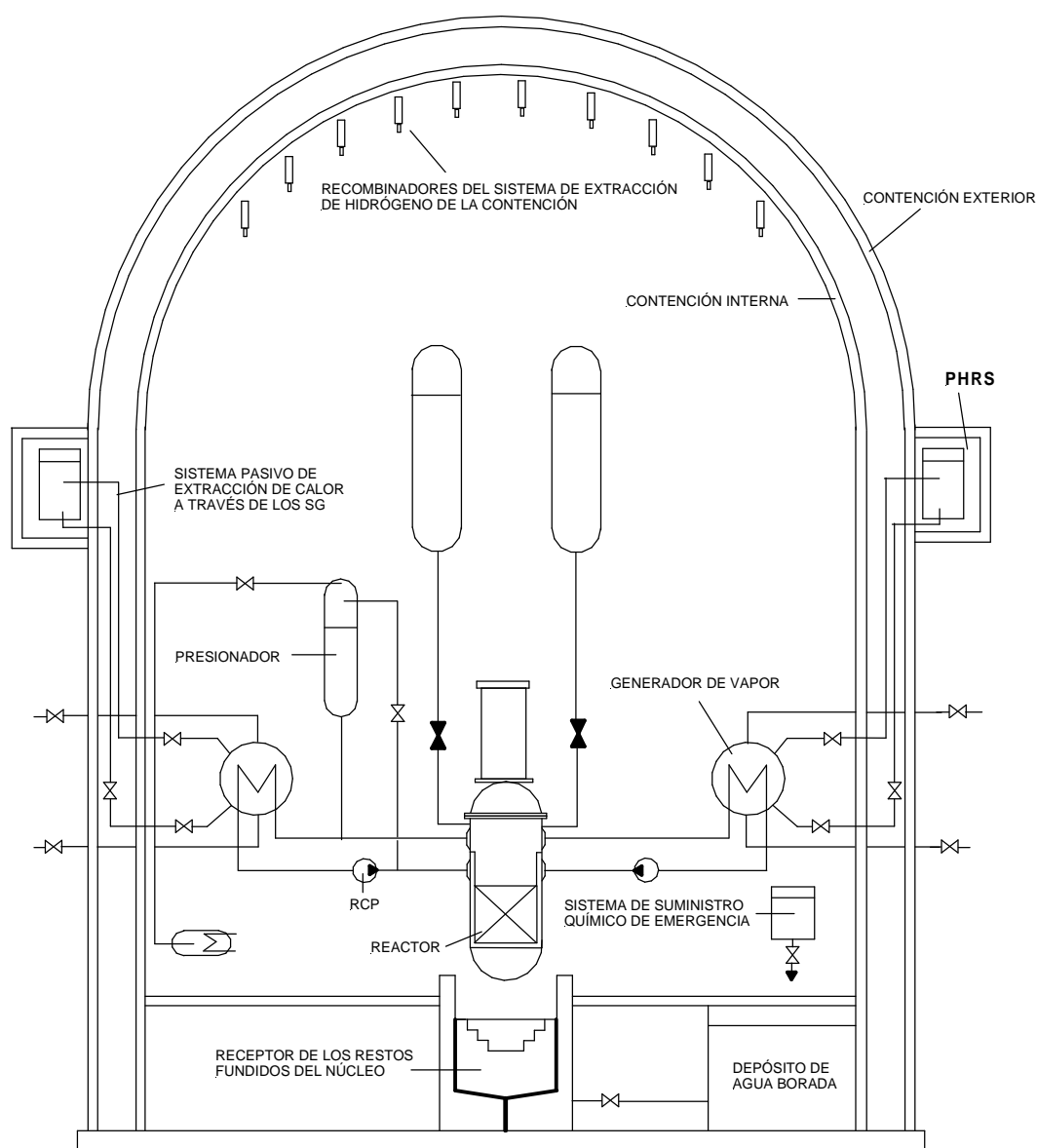


Figura 6.3. Esquema de los sistemas de gestión de BDBA del VVER-1200

Receptor de los restos fundidos del núcleo

El receptor del núcleo proporciona confinamiento y excluye descarga del *corium* al exterior de contención en cualquier escenario. Las funciones del receptor del núcleo son:

- Proteger la cavidad del reactor contra impacto térmico y mecánico del *corium*
- Alojar los líquidos y sólidos del *corium*
- Proporcionar un sumidero de calor al *corium* que es refrigerado pasivamente por agua durante al menos 24 h sin necesidad de reposición
- Minimizar la liberación de hidrógeno y de radionúclidos a la contención en una escenario de fusión del núcleo.

6.6. Edificios y estructuras

6.6.1. Disposición de los edificios

Los principales edificios del VVER-1200 son el edificio del reactor, el edificio de turbinas, el edificio de los sistemas de suministro normal de energía, el edificio auxiliar, los edificios de los generadores diésel (2), el edificio de combustible y el edificio de residuos radiactivos.

El edificio del reactor aloja el reactor, equipos de procesos y eléctricos de seguridad y los sistemas de operación normal, sistemas de control, de purga y sistemas de calefacción central. Las dimensiones del edificio del reactor son 78,00 x 72,00 m en los ejes de la central.

El complejo de turbinas aloja los sistemas y equipos del circuito secundario relativos a la generación de energía. El complejo cuenta con el edificio de turbinas, el edificio para sistemas de suministro de energía en operación normal y la unidad de desmineralización.

El edificio auxiliar del reactor está diseñado como un edificio separado que aloja las salas para los sistemas de procesos de operación normal, sistemas de purificación de agua, depósitos de los medios de proceso, centro de purgas y equipos electrotécnicos que hacen referencia a las áreas de acceso controlado. Las dimensiones del edificio auxiliar son de 60 m x 60 m. Hay seis plantas por encima del nivel de suelo y una por debajo.

Los equipos diésel se sitúan en los lados opuestos del edificio del reactor lo que garantiza la imposibilidad de un fallo múltiple por causa común. Los túneles que conectan los generadores diésel y el edificio del reactor están contruidos de hormigón armado.

El edificio para el almacenamiento del combustible gastado cuenta con depósitos de hormigón armado para proteger el medioambiente de posibles fugas.

6.6.2. Edificio de contención

El edificio de contención consta de dos envolturas, una interna y otra externa que tiene la finalidad de protección de los riesgos externos tales como impactos y explosiones. Existe un espacio anular entre las envolturas donde se encuentran los canales de cableado del sistema de seguridad. El espacio sirve para acumular las filtraciones radiactivas a través de la envoltura interna en caso de accidentes.

La envoltura interna es una estructura de hormigón pretensado, que absorbe los esfuerzos tensionales debidos al exceso de presión en caso de accidente. El revestimiento metálico de la superficie interior únicamente proporciona estanqueidad en este caso. La envoltura externa esta hecha de hormigón ordinario no pretensado. La tabla 6.9 muestra las principales características del edificio de contención del VVER-1200

Forma	Cilíndrica con cupula semiesférica
Diámetro exterior	54,4 m
Diámetro interior	44,0 m
Altura	42,2 m
Material de la contención interior	Hormigón armado pretensado con placa de acero
Espesor de la contención interior	1,2 m
Material de la contención exterior	Hormigón armado
Espesor de la contención exterior	2,2 m
Espacio entre las dos contenciones	1,8 m
Presión de diseño	0,5 MPa
Temperatura de diseño	150,0 °C
Tasa de fugas de diseño	0,2 % del volumen por día
Volumen libre interior	69169 m ³

Tabla 6.9. Principales características del edificio de contención del VVER-1200

Los componentes del circuito primario, la piscina para el combustible gastado, los sistemas de purga y los equipos para los procedimientos de manipulación del combustible se encuentran localizados en el área de localización de accidentes de la contención.

El reactor ocupa el lugar central en el área de localización de accidentes, y rodeando a éste se encuentran los compartimentos que alojan a los generadores de vapor, RCPs, tuberías principales del refrigerante, el presionador y el depósito de alivio. La piscina para el combustible y los elementos internos se encuentran a ambos lados de la cavidad del reactor.

Las salas para los sistemas de tratamiento de agua, cámaras de purga de las tuberías contaminadas compartes cimientos con la contención y el lugar asignado para alojar las estructuras receptoras del núcleo se encuentra bajo la cavidad del reactor.

7. ANÁLISIS COMPARATIVO Y CONCLUSIONES

7.1. Análisis comparativo de los cuatro diseños

Una vez presentadas las características principales de los cuatro diseños considerados se puede realizar un análisis comparativo. Se han considerado las siguientes categorías:

- Objetivos del diseño
- Sistema del refrigerante del reactor
- Características de la contención
- Sistemas de seguridad

Se ha considerado conveniente por sus características especiales separar la contención de los sistemas de seguridad aunque lógicamente la contención constituye una parte importante de la seguridad.

Objetivos del diseño

La tabla 7.1 muestra una comparativa de los diferentes objetivos de diseño

	<i>AP1000</i>	<i>APR1400</i>	<i>EPR</i>	<i>VVER-1200</i>
Potencia térmica (MW)	3415	3983	4590	3200
Potencia eléctrica neta (MW)	1117	1400	1600/1700	1114
Rendimiento neto (%)	32,7	35,1	35,9 / 37,0	34,8
Tiempo de constr. (meses)	36	48	-	54
Tiempo de servicio (años)	60	60	60	60
Disponibilidad	> 93 %	> 90 %	> 92 %	> 90%
Ciclo de operación (meses)	18	18	12/18/24	12/18/24
Posibilidad de MOX	Sí	Sí	Sí	-
Diseño sísmico (SSE)	0,3 g	0,3 g	0,3 g	0,25 g
Frec. de daño al núcleo (CDF)	$< 5,09 \cdot 10^{-7}$	$< 10^{-5}$	$< 10^{-5}$	$< 10^{-6}$
Frec. gran emisión de rad. (LRF)	$< 5,94 \cdot 10^{-8}$	$< 10^{-6}$	$< 10^{-6}$	$< 10^{-7}$
Exposición (persona-Sv por RA)	< 0,7	< 1	< 0,35	< 0,39

Tabla 7.1. Comparativa de los objetivos de diseño

Los valores respecto de la potencia indican que el diseño del EPR destaca por ser el reactor que genera mayor potencia térmica y eléctrica y, por ser el más eficiente. De hecho, supera al APWR japonés (por poco más de 100 MW térmicos) como el reactor nuclear (en cualquier tecnología) más potente del mundo el reactor. Las unidades de EPR Taishan I y II que se están construyendo en China generarán una potencia eléctrica neta de 1700 MW. Es muy flexible en cuanto a la operación y puede trabajar perfectamente con menos del 50% de la carga durante un tiempo prolongado.

Los valores conseguidos por el APR1400 son más modestos pero cabe señalar que el diseño de esta central está especialmente pensado para ser construido formando unidades gemelas que compartan

algún edificio no relacionado con la seguridad. Admite una construcción modular para reducir el tiempo de construcción por debajo de 40 meses. Faltan datos sobre la flexibilidad de operación del APR1400.

El AP1000 básicamente no produce mucho más que las unidades Westinghouse de la Generación II actuales pero con un volumen de edificios muy inferior. De hecho cuenta, por ejemplo, con un 50% menos de válvulas, un 83 menos de tuberías, un 87% menos de cables, un 36% menos de bombas de alimentación que las centrales Westinghouse actuales. Además, es el que cuenta con un tiempo de construcción menor gracias al diseño de construcción modular. Es un diseño flexible por cuando admite un modo de carga diario de 100-50-100 durante el 90% del ciclo de combustible.

El VVER-1200 (V-392) es un diseño ligeramente sobredimensionado del conocido VVER-1000 que incorpora muchos sistemas de seguridad pasivos. Parece ser bastante más caro que la variante menos pasiva V-491. Se contempla la posibilidad de operación (hasta 5 veces por semana) del tipo 50-100-50 con una rampa de potencia del 5% del valor nominal por minuto.

Respecto a los objetivos de seguridad, todos cumplen con creces con las recomendaciones de la OIEA. Destacan los valores bajísimos de la CDF y de la LRF del AP1000, pero en cuanto a los límites de exposición de los trabajadores los diseños europeos son los mejores.

Sistema del refrigerante del reactor

En la configuración del sistema del refrigerante del reactor no hay prácticamente ninguna evolución tecnológica referente a la Generación II excepto el sobredimensionamiento necesario de los diversos componentes para hacer frente a las mayores necesidades de potencia. La tabla 7.2 muestra una comparativa de las diferencias en el diseño del sistema del refrigerante del reactor.

	<i>AP1000</i>	<i>APR1400</i>	<i>EPR</i>	<i>VVER-1200</i>
Lazos	2	2	4	4
Bombas de refriger. del reactor	4 (2 por lazo)	4 (2 por lazo)	4 (1 por lazo)	4 (1 por lazo)
Inyección directa a la vasija	Sí	Sí	No	Sí
Presión del refrigerante (MPa)	15,5	15,5	15,5	16,2
Temp. de entrada del refriger. (°C)	279,4	290,6	295,2	298,2
Temp. de salida del refriger. (°C)	324,7	323,9	330	328,9
Salto térmico (°C)	45,3	33,3	34,8	30,7
Generadores de vapor (V / H)	V	V	V	H

Tabla 7.2. Comparativa de los diseños del sistema del refrigerante del reactor

Aquí se observan las diferencias conceptuales de los diseños americano y coreano que son de dos lazos respecto de los europeos que son de cuatro. Además el AP1000 y el APR1400 cuentan con dos patas frías por lazo.

Respecto a la presión del refrigerante únicamente se diferencia del resto el VVER-1200 con un valor ligeramente superior, pero también es el que experimenta un menor salto térmico menor. Además, los generadores de vapor del VVER-1200 son del tipo horizontal a diferencia del resto de diseños que son de tipo vertical.

Características de la contención

A diferencia del sistema del refrigerante del reactor en la contención sí se ha experimentado una evolución porque se han considerado unos parámetros, como la presión de diseño que deben

conseguirse. Los diseños europeos cuentan con una doble contención de hormigón armado de la que carecen los diseños americano y coreano. La contención exterior tiene sobretodo como objetivo la protección respecto de riesgos externos (impactos de avión, misiles, fuertes vientos, etc.) mientras que la contención interior tiene como objetivo la protección respecto de los riesgos internos derivados de accidentes nucleares graves como consecuencia de roturas, operación inadecuada o sabotaje.

	<i>AP1000</i>	<i>APR1400</i>	<i>EPR</i>	<i>VVER-1200</i>
Tipo	Exterior: hormigón armado Interior: acero	Hormigón armado con cubierta interior de acero	Doble contención de hormigón armado	Doble contención de hormigón armado
Espesor contención exterior (m)	0,914	Cúpula: 1,2 Cilindro: 1,37 Cub. acero: 0,006	1,3	2,2
Espesor contención interior (m)	0,044		1,3	1,8
Diámetro (m)	39,6	45,7	46,8	54,4
Altura (m)	82,3	76,6	57,5	42,2
Volumen libre interior (m ³)	No disp.	90444	80000	69169
Presión de diseño (MPa)	0,5056	0,515	0,55	0,5
Temperatura de diseño (°C)	148,9	143,3	170	150
Tasa de fugas (% del volumen/día)	0,10	0,15	0,3	0,2

Tabla 7.3. Comparativa de los diseños de la contención

La tabla 7.3 muestra una comparativa de los diseños de la contención. Destaca la gran altura del AP1000 debido a que cuenta con una gran reserva de agua en el techo. En cambio, el VVER-1200 gracias a los generadores de vapor horizontales presenta una contención baja. En los diseños europeos la distancia de separación entre las dos contenciones es de 1,8 m para el EPR y de 1,2 m para el VVER-1200.

Sistemas de seguridad

La tabla 7.4 muestra una comparativa de las diferencias en las funciones de seguridad y en los sistemas que las implementan de los diferentes diseños.

	<i>AP1000</i>	<i>APR1400</i>	<i>EPR</i>	<i>VVER-1200</i>
Extracción del calor residual	PXS (P)	Sí (A)	RHRS (A)	PHRS (P)
Inyección de seguridad	PXS (P)	SIS (A/P)	SIS (A/P)	ECCS (A/P)
Borado suplementario	PXS (P)	-	EBS	Sí (A)
Sistema de agua de alimentación	-	AFWS	EFWS (A)	-
Refrigeración de la contención	PCCS (P)	-	Sí	-
Despresurización de seguridad	Sí	SDVS	Sí	Si
Rociadores de la contención	Sí (P)	Sí (A)	Sí (A)	
Receptor de los restos fundidos del núcleo	-	Sí (P)	Sí (P)	Sí (P)
Inundación de la cavidad del reactor	Sí (P)	CFS		-
Inundación del núcleo	-	-	-	Sí (P)
Recombinadores de hidrógeno	-	Sí (P)	Sí (P)	Sí (P)
Generadores diesel	2	2 + 1 TG	4+2	2
Baterías	4 trenes	-		-

Tabla 7.4. Comparativa de las funciones de seguridad y sistemas que las implementan

Con diferencia el AP1000 es el que presenta un diseño más simplificado. Su filosofía basada en la pasividad total le confiere menos sistemas de seguridad. Los otros diseños se basan más en la experiencia acumulada y utilizan multitud elementos activos pero de forma redundante (normalmente cuatro trenes) e independientes.

Algunas consideraciones finales respecto de la seguridad de los cuatro diseños considerados son las siguientes:

- AP1000 y APR1400 únicamente cuentan con una contención de hormigón armado, a diferencia de EPR y VVER-1200 que cuentan con una doble contención. Parece ser que el grosor de la placa de acero del AP1000 ha sido ampliado de 2,54 cm a 4,4 cm después de las críticas de insuficiencia en el blindaje. El grosor de la placa de acero del APR1400 parece insuficiente.
- El sistema de inyección de seguridad del EPR no realiza una inyección directa a la vasija. Además este diseño no cuenta con rociadores de la contención.
- El VVER-1200, a pesar de sus enormes hidroacumuladores de primera y de segunda etapa, no cuenta con un IWRST como el resto de diseños.
- El diseño sísmico del VVER-1200 parece estar un poco por debajo (aunque supera los requisitos actuales).
- La seguridad del AP1000 descansa únicamente en sistemas de seguridad pasivos y no cuenta con horas de servicio a diferencia de gran parte los sistemas de seguridad de los otros diseños. Además, su edificio de contención es demasiado alto.
- Falta información de los sistemas de suministro eléctrico de seguridad del VVER-1200.

7.2. Estado actual

Con los datos del PRIS (*Power Reactor Information System*) de la OIEA el estado de construcción con fecha de Mayo de 2013 viene dado por la tabla 7.5.

<i>Nombre</i>	<i>País</i>	<i>Reactor</i>	<i>Inicio</i>	<i>Op. comercial</i>
Olkiluoto 3	Finlandia	EPR	12/08/2005	1/1/2016
Flamaville 3	Francia	EPR	3/12/2007	-
Taishan 1	China	EPR	18/11/2009	-
Taishan 2	China	EPR	15/04/2019	-
Novovoronezh 2-1	Rusia	VVER-1200 (V-392)	24/06/2008	31/12/2014
Novovoronezh 2-2	Rusia	VVER-1200 (V-392)	12/07/2009	-
Shin-Kori 3	Rep. de Corea	APR1400	31/10/2008	-
Shin-Kori 4	Rep. de Corea	APR1400	15/09/2009	-
Shin Ulchin 1	Rep. de Corea	APR1400	10/07/2012	-
Barakah 1	EAU	APR1400	18/07/2012	-
Sanmen 1	China	AP1000	19/04/2009	-
Haiyang 1	China	AP1000	24/09/2009	-
Sanmen 2	China	AP1000	17/12/2009	-
Haiyang 2	China	AP1000	21/06/2010	-
V.C. Summer 2	EEUU	AP1000	9/03/2013	-
Vogtle 3	EEUU	AP1000	12/03/2013	-

Tabla 7.5. Comparativa de las funciones de seguridad y sistemas que las implementan

Según la empresa coreana KHNP en Septiembre de 2013 la central de Shin-Kori 3 debería conectarse a la red y se convertiría en el primer diseño de los cuatro considerados en entrar en funcionamiento.

El hecho cierto es que ninguno de los diseños está cumpliendo los plazos previstos inicialmente, aunque la empresa coreana KHNP afirmaba que los 48 meses eran posibles después de la experiencia en la construcción de diversas unidades. Si los rusos cumplen lo predicho para 31 de Enero de 2014 tampoco sería demasiado tiempo (78 meses). Los problemas de construcción (y de presupuesto) del primer EPR (Olkiluoto 3) iniciado en 2005 son evidentes. Las primeras unidades de AP1000 construidas en China se retrasarán un mínimo de un año.

7.3. Conclusiones

Como se ha descrito, los diseños estudiados basados en reactores de agua a presión (PWR) destacan por proporcionar una mayor capacidad de refrigeración, una mayor eficiencia en el uso del combustible, por la flexibilidad en cuanto a la operación, la predominancia de los sistemas pasivos, la capacidad de gestión de los accidentes severos, la instrumentación en el núcleo y la posibilidad de apagar la central externamente. Constituyen puntas de lanza para la industria nuclear, ya que no olvidemos que la tecnología PWR será en los próximos años aún más preponderante de lo que es en la actualidad.

Estos diseños tienen en cuenta las peores condiciones. Consideran tanto situaciones de riesgo interno como rotura de tuberías, fugas, apagones, explosiones de vapor o de hidrógeno y sus peores consecuencias, como situaciones de riesgo externo como explosiones, vientos huracanados, terremotos, impactos de aviones, etc. Se trata de evitar un accidente y si esto no es posible mitigar el accidente y concentrar al máximo el área de riesgo para el personal de la central e imposibilitar la liberación masiva de radiaciones y radioisótopos al exterior.

En la actualidad, estos cuatro diseños se están construyendo y ninguno está en operación. Serán necesarios, por tanto algunos años para una correcta evaluación. En esta evaluación serán importantes el tiempo de conexión a la red eléctrica desde que se inicia la construcción, los costes reales de construcción, las incidencias (o mejor dicho, la falta de incidencias) en la operación normal, y el tiempo de recarga de combustible. Serán factores clave en el éxito de la operación la correcta preparación de los operadores de la central, la calidad de los materiales, dispositivos y sistemas empleados. Y no se puede olvidar que el emplazamiento de la central juega un papel importante que puede suponer modificaciones en el diseño.

Los cuatro diseños estudiados en particular y todos los diseños de reactores de la Generación III+ en general no suponen un paso final en cuanto al desarrollo de grandes complejos tecnológicos para la producción de energía eléctrica basada en las fisión nuclear. Más bien, tienen como objetivo la demostración de que sí se puede controlar el poder de la energía nuclear compaginándolo con un beneficio económico aceptable. Pero no resuelven viejos problemas como la generación de residuos radiactivos o la ineficiencia en la transformación de la energía calorífica utilizada a la energía eléctrica final.

REFERENCIAS

- [1] OIEA, *PRINCIPIOS FUNDAMENTALES DE SEGURIDAD (No. SF-1)*. ISBN 978-92-0-308707-0, OIEA, Viena, (2007).
- [2] OIEA, *SEGURIDAD DE LAS CENTRALES NUCLEARES: DISEÑO (Nº SSR-2/1)*. ISBN 978-92-0-331310-0, OIEA, Viena, (2012).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Status of Advanced Light Water Cooled Reactor Designs*, ISBN 978-92-0-104804-1, IAEA-TECDOC-1391, Vienna (2004).
- [4] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Passive Safety Systems and Natural Circulation in Water Cooled Nuclear Plants*, ISBN 978-92-0-111309-1, IAEA-TECDOC-1624, Vienna (2009).
- [5] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Safety Related Terms for Advanced Nuclear Plants*, IAEA-TECDOC-626, Vienna (1991).
- [6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Status Report for Advanced Nuclear Reactor Designs—Report 78 – The Evolutionary Power Reactor (EPR)*, IAEA, Vienna.
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Status Report for Advanced Nuclear Reactor Designs—Report 81 – Advanced Passive PWR (AP1000)*, IAEA, Vienna.
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Status Report for Advanced Nuclear Reactor Designs—Report 83 – Advanced Power Reactor 1400 MWe (APR1400)*, IAEA, Vienna.
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Status Report for Advanced Nuclear Reactor Designs—Report 107 – VVER 1200 (V-392)*, IAEA, Vienna.
- [10] Nikolay Fil (OKB “GIDROPRESS”), *Design, Safety Technologies and Operability Features of Advanced VVERs*, July 4-8, IAEA Headquarters, Vienna (2011).
- [11] N. Fil (OKB “GIDROPRESS”), *VVER-1200 Reactor Plant and Safety Systems*, Rosatom Seminar on Russian Nuclear Energy Technologies and Solutions, April 2-3, Johannesburg (2012).
- [12] Sang-Seob Lee, Sung-Hwan Kim and Kune-Yull Suh (Korea Hydro&Nuclear Power Co.), *THE DESIGN FEATURES OF ADVANCED POWER REACTOR 1400*, Nuclear Engineering and Technology Vol 41 No.8 October 2009.
- [13] U.S. Nuclear Regulatory Commission, *Final Safety Evaluation Report Related to Certification of the AP1000 Standard Plant Design*, December 2005.
- [14] Stephen M. Goldberg and Robert Rosner, *Nuclear Reactors: Generation to Generation*, American Academy of Arts & Sciences.
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, *Integrity of Reactor Pressure Vessels in Nuclear Plants: Assessment of Irradiation Embrittlement Effects in Reactor Pressure Vessel Steels (IAEA Nuclear Energy Series, No. NP-T-3.11)*, Vienna (2009).

Màster Interuniversitari UB-UPC d'Enginyeria en Energia

Acta d'Avaluació de Projecte

Curs:
Codi UPC: **33563**

Data defensa:

Qualificació:

Alumne:

DNI:

Títol:

Director:

Director:

Ponent:

Tribunal

President:

Vocals:

Suplents:

Observacions

Signatura

Convocatòria Ordinària,	Convocatòria Extraordinària,
Cognoms, nom (President)	Cognoms, nom (President)
Cognoms, nom (Vocal)	Cognoms, nom (Vocal)
Cognoms, nom (Vocal)	Cognoms, nom (Vocal)